

согласуется с расчетами и объясняется тем, что по условиям проведения экспериментов уменьшение температуры в реакторе сопровождалось увеличением числа поглотителей органов регулирования в активной зоне, т. е. увеличением утечки нейтронов. В рабочем диапазоне температуры воды температурный коэффициент реактивности для не содержащей бора воды составил $4,3 \cdot 10^{-4} (\text{°C})^{-1}$. По данному значению температурного коэффициента в опытах с проверкой саморегулируемости реактора было получено значение мощностного коэффициента реактивности, которое хорошо совпало с расчетной величиной $1,5 \cdot 10^{-4} (\%)^{-1}$.

Большое внимание было уделено изучению влияния на характеристики активной зоны бора в воде первого контура. Полученная в критических экспериментах величина эффективности естественного бора в воде при 100°C ($18,5 \pm \pm 0,5$) $\cdot 10^{-2}$ г/кг точно совпала с расчетным значением. Влияние бора на температурный эффект реактивности проявилось в экспериментах по саморегулируемости реактора. Так, при концентрации бора в воде 0,5 г/кг температурный коэффициент реактивности снижается до $1,75 \cdot 10^{-4} (\text{°C})^{-1}$, что, однако, практически

не уменьшает устойчивости реактора к возмущениям паровой нагрузки.

По результатам измерений подогревов воды в кассетах изучалось распределение мощности по кассетам активной зоны. Как следует из рис. 4, результаты измерений для большинства кассет в пределах ошибок измерений хорошо согласуются с расчетными значениями.

Полученный экспериментальный материал послужил дополнительным подтверждением обоснованности основных физических характеристик, планируемых для активных зон реакторов ВВЭР-440.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ю. В. Марков и др. В сб. «Состояние и перспективы развития АЭС с водо-водяными реакторами». Т. I. М., ИАЭ, 1968, стр. 299.
2. Ф. Я. Овчинников и др. Пятилетний опыт эксплуатации Ново-Воронежской атомной электростанции, НУКЛЕКС-69 (Базель, 1969).
3. А. Я. Крамеров и др. (СССР). III Женевская конференция (1964). Доклад № 304.
4. В. П. Дейисов и др. См. [1], стр. 251.
5. А. Н. Новиков и др. Трехмерный расчет выгорания топлива в реакторах на тепловых нейтронах, Вена, 1967.
6. Г. И. Лунины и др. См. [3], доклад № 305.

Ленинградская атомная электростанция и перспективы канальных кипящих реакторов

А. М. ПЕТРОСЬЯНЦ, А. П. АЛЕКСАНДРОВ, Н. А. ДОЛЛЕЖАЛЬ, С. М. ФЕЙНБЕРГ, Ю. М. БУЛКИН, И. Я. ЕМЕЛЬЯНОВ, А. Д. ЖИРНОВ, А. Г. КАЛУГИН, А. Я. КРАМЕРОВ, С. П. КУЗНЕЦОВ, Е. П. КУНЕГИН, К. К. ПОЛУШКИН, В. С. РОМАНЕНКО, А. П. СИРОТКИН, В. М. ФЕДУЛЕНКО, В. А. ЧЕБОТАРЕВ, О. М. ГЛАЗКОВ

(Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР)

Канальные уран-графитовые реакторы большой мощности с тысячами технологических каналов (ТК) работают в СССР уже много лет. С 1958 г. эксплуатируются энергетические реакторы (Сибирская АЭС [1]) этого типа при рабочих температурах около 200°C и давлении в контуре до 50 *атм*. В 1954 г. пущен реактор Первой АЭС [2]. На Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова (БАЭС) работают два реактора (один с 1964 г., другой с 1967 г.) с ядерным перегревом пара до параметров 520°C и 90 *атм* [3]. Накоплен огромный опыт эксплуатации таких систем.

Установлена высокая степень живучести этих реакторов, возникающая вследствие возможности поканального контроля и регулирования. Это позволяет своевременно детектировать нарушения нормального режима в отдельных ТК

и отключать последние прежде, чем опасные масштабы разрушения распространятся на всю систему. Разработаны и освоены методы отключения и ремонта отдельных узлов системы, в том числе графитовой кладки реактора, вплоть до смены всей графитовой кладки при капитальном ремонте [4]. Такой сравнительно уязвимый узел, как часть ТК, расположенный в активной зоне реактора, может быть заменен в период планово-предупредительного ремонта и даже на работающем реакторе. Благодаря этому, несмотря на возможные неполадки в отдельных каналах, реакторы в целом успешно эксплуатируются в течение десятков лет. Развитие большой ядерной энергетики не может опираться только на опыт проектирования, хотя и подкрепленный большим числом опытно-конструкторских разработок. Даже ра-

бота отдельных крупных прототипов не является достоверным свидетельством целесообразности развития данного типа реактора для большой энергетики. Только обобщение многолетнего опыта, накопленного промышленностью, может служить надежным фундаментом. Поэтому для развития большой ядерной энергетики был выбран каналный уран-графитовый реактор с учетом не только накопленного опыта, но и намечаемого прогресса в ядерной технологии. Конечно, при этом необходимо убедиться, что развиваемое направление по крайней мере не уступает другим типам реакторов в экономике, надежности, возможности обеспечения ядерным горючим и т. д.

Перечислим преимущества каналных реакторов: 1) высокая надежность и живучесть всей системы благодаря поканальному контролю и возможности ремонта отдельного ТК без внеплановой остановки реактора; 2) существующая в принципе возможность достижения надежной безопасности путем дробления контура циркуляции теплоносителя, вплоть до автономного ТК; 3) практически почти неограниченная возможность увеличения мощности на базе стереотипных конструктивных элементов; 4) возможность сооружения паропроизводительной установки (ППУ) без крупногабаритных корпусов давления, что расширяет также производственную базу; 5) доступность организации перегрузки топлива на работающем реакторе; 6) перспектива ядерного перегрева пара; 7) гибкость топливного цикла, позволяющая легко приспособляться к условиям топливного рынка: можно, например, в несколько раз сократить расход природного урана, применяя топливо с повышенной плотностью или смешанную загрузку (уран — торий) или тяжелодный замедлитель.

Главный недостаток каналного реактора — разветвленность и сравнительная громоздкость контура циркуляции.

Однако уже намечены конструктивные усовершенствования (см. ниже), которые позволят резко упростить и сократить контур циркуляции и сделать ППУ с каналным реактором практически такой же компактной, как ППУ с корпусным реактором.

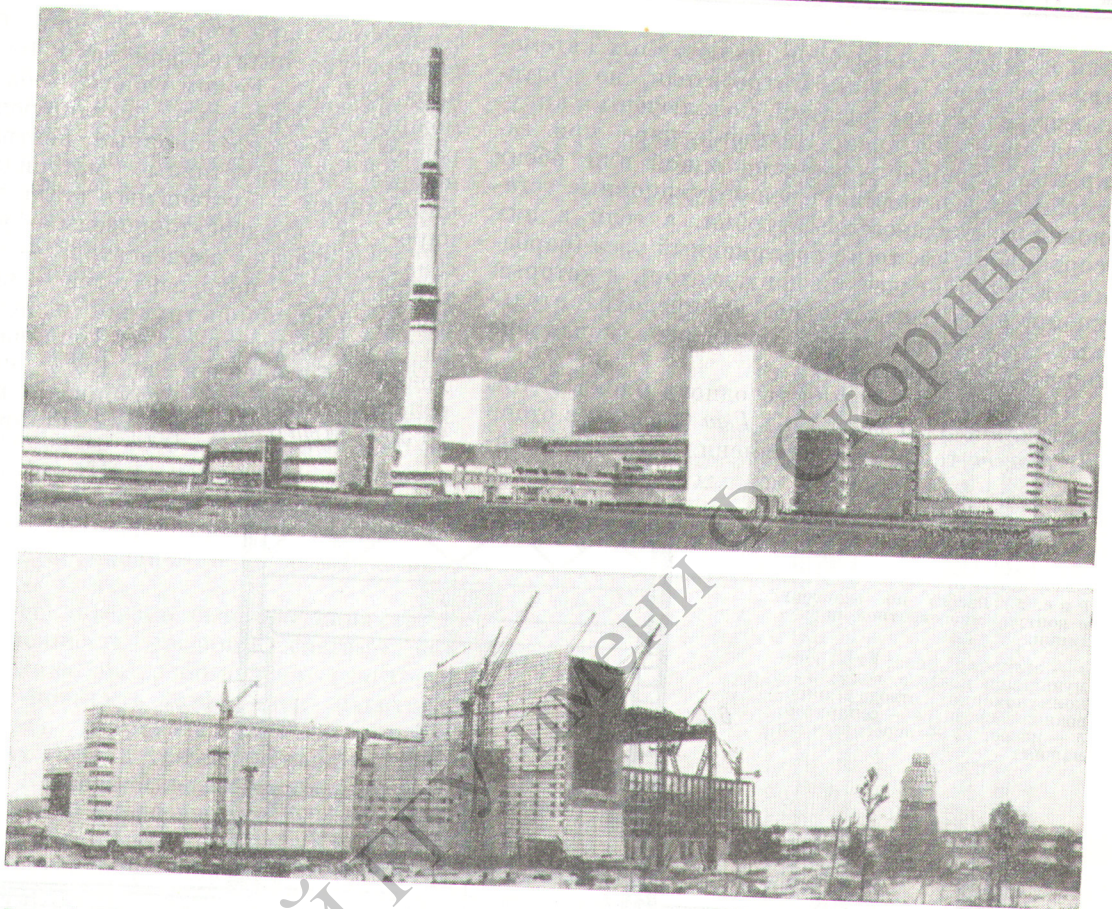
Развитие традиционного типа уран-графитовых реакторов открывает новые перспективы для развития ядерной энергетики, а накопленный опыт служит надежным фундаментом. Этот тип реактора может быть применен и для других целей, например для получения энергии и опреснения воды [5].

Эволюция энергетических уран-графитовых реакторов неразрывно связана с прогрессом в атомной технике и технологии реакторных материалов. Различные пути ее развития можно проследить на примере каналных уран-графитовых реакторов, разделив их на две группы. К первой группе, направленной на достижение высокого термического к. п. д., можно отнести реактор Первой АЭС (1954 г.), реакторы БАЭС им. И. В. Курчатова (1963 г.), проектируемый реактор с закритическими параметрами теплоносителя; ко второй, нацеленной на улучшение топливного цикла, — реакторы Сибирской АЭС (1958 г.) и сооружаемые реакторы типа РБМ-К-1000. В реакторах БАЭС оказалось возможным перейти на охлаждение трубчатых твэлов кипящей водой и перегретым паром, однако при этом использовались стальные покрытия твэлов.

Опираясь на современные достижения ядерной технологии жаропрочных циркониевых сплавов для труб давления и оболочек стержневых твэлов с сердечниками из окиси урана в корпусных водо-водяных реакторах [6], было решено внедрять такие конструкции в уран-графитовые реакторы для улучшения топливного цикла по сравнению с применением стали и трубчатых твэлов (БАЭС) и для улучшения термического к. п. д. по сравнению с применением алюминиевых сплавов (Сибирская АЭС). На основе успешного опыта эксплуатации кипящих реакторов с одноконтурной схемой (БАЭС, ВК-50) было предложено остановиться на этом виде теплоносителя.

Так появился РБМ-К (кипящий реактор большой мощности), одноконтурный уран-графитовый реактор, использующий циркониевые сплавы как основной конструктивный материал активной зоны. При сооружении первых блоков были выбраны конструкции и материалы, более близкие к проверенным ранее, хотя с самого начала была ясна возможность значительного прогресса в ядерной технологии реактора.

В 70 км западнее Ленинграда заканчивается сооружение первого блока крупнейшей в СССР и Европе одноконтурной АЭС (ЛИАЭС) мощностью 2 Гвт (эл.) с двумя каналными уран-графитовыми реакторами (РБМ-К-1000), охлаждаемыми кипящей водой (рис. 1). Эта станция является головной из серии строящихся АЭС такого типа, на которые в будущем возлагается производство существенной части электроэнергии в Европейской части Советского Союза.



Р и с. 1. Общий вид и панорама строительства ЛАЭС.

Схема и основные параметры ЛАЭС

Главный корпус АЭС состоит из двух энергетических блоков мощностью 1 Гвт (эл.) с общим машинным залом и отдельными помещениями для реакторов, систем транспорта горячего и пультов управления и общим помещением для газоочистки и очистки воды первого контура. Каждый энергетический блок включает реактор РВМ-К-1000 с контуром циркуляции и вспомогательными системами, паровой и конденсатно-питательный тракты и два турбогенератора К-500-65 мощностью по $0,5 \text{ Гвт}$ (эл.).

Контур циркуляции состоит из двух параллельных петель, каждая петля включает в себя по два барабана-сепаратора, четыре циркуляционных насоса с обвязкой из клапанов и труб среднего ($D_y = 300$) и большого диаметров ($D_y 800$ и 1000) и 22 раздаточных груп-

повых коллектора ($D_y 300$), питающих каналы реактора. Имеется общая система ионообменной очистки контурной воды на расход, равный 4% паропроизводительности реактора.

Насыщенный пар давлением 70 ата из сепараторов поступает по восьми паропроводам (диаметр 400 мм) к двум турбинам К-500-65. Конденсат возвращается через конденсатоочистку и пять подогревателей низкого давления в деаэратор и далее питательными насосами подается через клапаны регуляторов уровня в сепараторы.

Турбогенераторы блочно подключены к открытой электроподстанции, рассчитанной на 330 кв . Энергия на собственные нужды ЛАЭС поступает от генераторов. Предусмотрено резервирование переключением на питание от сетей 110 и 330 кв через резервные трансформаторы, а при общем обесточивании питание подается от выделенного генератора гидростан-

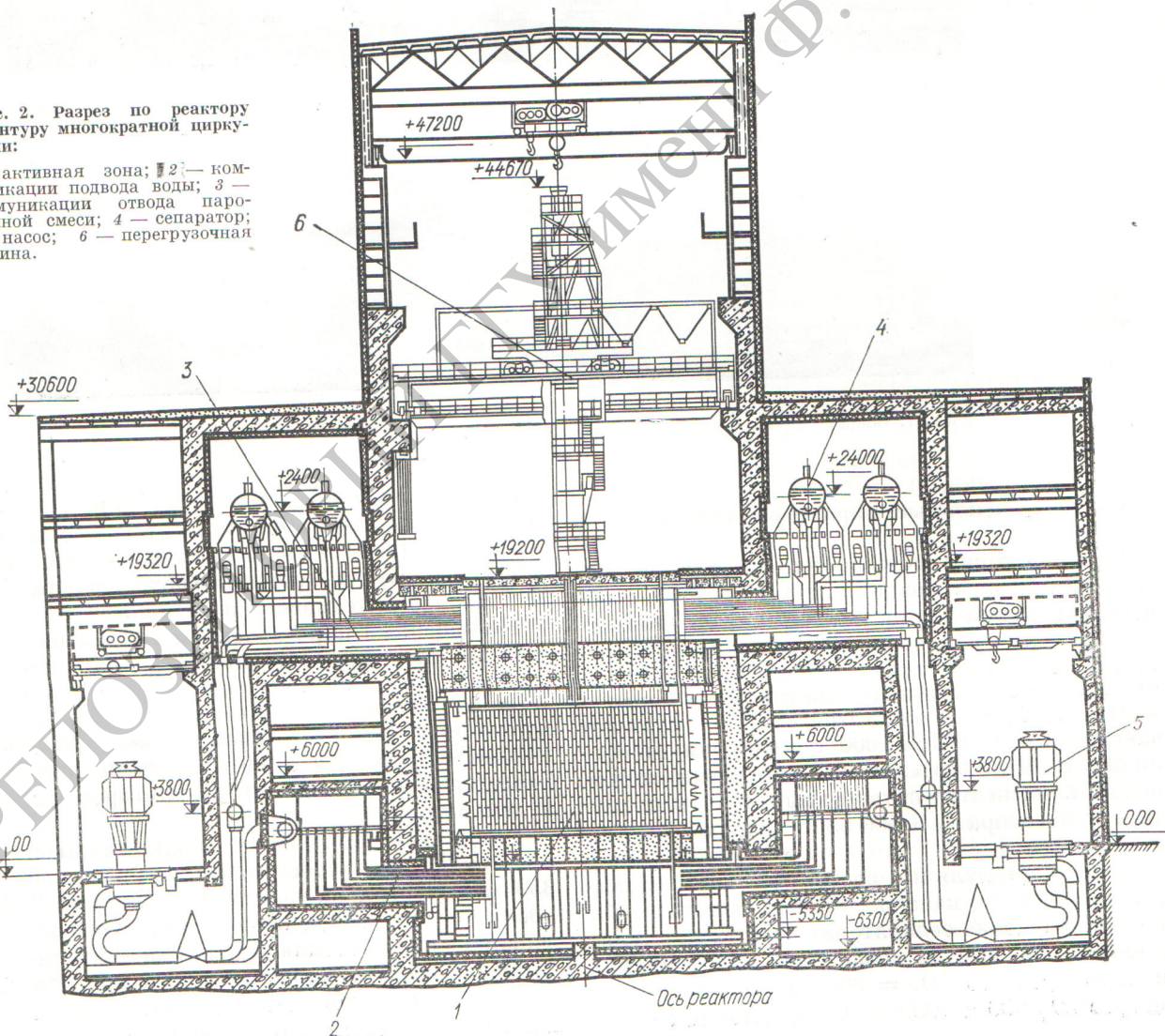
ции и дизель-генераторов, включаемых автоматически через 3 мин. Потребители, не допускающие прерыва питания, подключены к аккумуляторной батарее. Излишки пара при закрытии стопорного клапана одной или обеих турбин сбрасываются через редукционные установки в конденсаторы турбин, а если в них сорван вакуум, то в пароприемный узел (барбатор и технологический конденсатор), в который собираются также сбросы их предохранительных клапанов, чтобы исключить попадание пара в атмосферу.

Номинальная мощность одного блока ЛАЭС составляет 3,2 Гвт (т.) и 1 Гвт (эл.) плюс отбор 70 Гкал/ч тепла для отопления. Давление на-

сыщенного пара перед турбиной 65 ата при температуре питательной воды 165° С. Расход пара 5800 т/ч. Режим работы — базовый с возможностью перехода на регулирующий; водный режим — бескоррекционный, нейтральный. Основные конструктивные материалы: контур циркуляции — аустенитная сталь и цирконий; паро- и конденсаторопроводы — углеродистая сталь; трубчатка конденсатора — сплав МНЖ; трубчатка подогревателей — нержавеющая сталь; металлоконструкции и кожух реактора — углеродистая сталь. Топливо — двуокись урана, обогащенная до 4,8% (стационарный режим), средняя глубина выгорания — 18 500 Мет-сутки/т. Вес стационарной за-

Рис. 2. Разрез по реактору и контуру многократной циркуляции:

1 — активная зона; 2 — коммуникации подвода воды; 3 — коммуникации отвода пароводяной смеси; 4 — сепаратор; 5 — насос; 6 — перегрузочная машина.



грузки — 180 т урана; первая загрузка — 180 т урана с обогащением 1,1 % или 155 т урана с обогащением 1,8%.

Характеристики основного оборудования (на блок): сепарация гравитационная в горизонтальном барабане с нержавеющей плакировкой; диаметр барабана 2,3 м, длина ~30 м, вес 200 т, всего четыре барабана; насосы (восемь) — центробежные электронасосы с уплотнением вывода вала и маховиком, производительность 7000 м³/ч при напоре 200 м вод. ст. и 1000 об/мин, вес с электродвигателем мощностью 5500 квт ~100 т; две турбины насыщенного пара типа К-500-65, одновалвные, двухпоточные (один ЦВД и четыре ЦНД), длина турбины 39 м, скорость 3000 об/мин, вес 1200 т; между ЦВД и ЦНД находится сепаратор и промежуточный перегреватель пара; два генератора на 500 Мвт (эл.), трехфазные, 50 период/сек с водородным и водяным охлаждением.

В РБМ-К использовано качество каналных систем — возможность создания системы перегрузки топлива на работающем реакторе. Это позволяет повысить коэффициент нагрузки АЭС и снизить непроизводительные потери в поглотителях СУЗ, а также уменьшить газовые выбросы благодаря возможности обнаружения и досрочной перегрузке сильно негерметичных тепловыделяющих сборок (ТВС). Вес погрузочно-загрузочной машины с защитой составляет ~465 т.

Конструкция реактора

Реактор размещен в бетонной шахте размером 21,6 × 21,6 × 25,5 м. Вес реактора передается на бетон при помощи сварных металлоконструкций, которые одновременно используются для биологической защиты и вместе с кожухом образуют заполненную смесью гелий — азот герметичную полость — реакторное пространство, в которой размещается графитовая кладка (рис. 2). Кладка состоит из собранных в колонны графитовых блоков с цилиндрическими отверстиями. В радиальном направлении колонны закреплены охлаждаемыми штангами, размещенными в отверстиях периферийных колонн.

Топливные каналы (около 1700) установлены в трубчатых трактах, которые сварены в верхнюю и нижнюю металлоконструкции реактора (рис. 3). Верхняя и нижняя части каналов выполнены из нержавеющей стали, а центральная труба размером 88 × 4 мм — из сплава

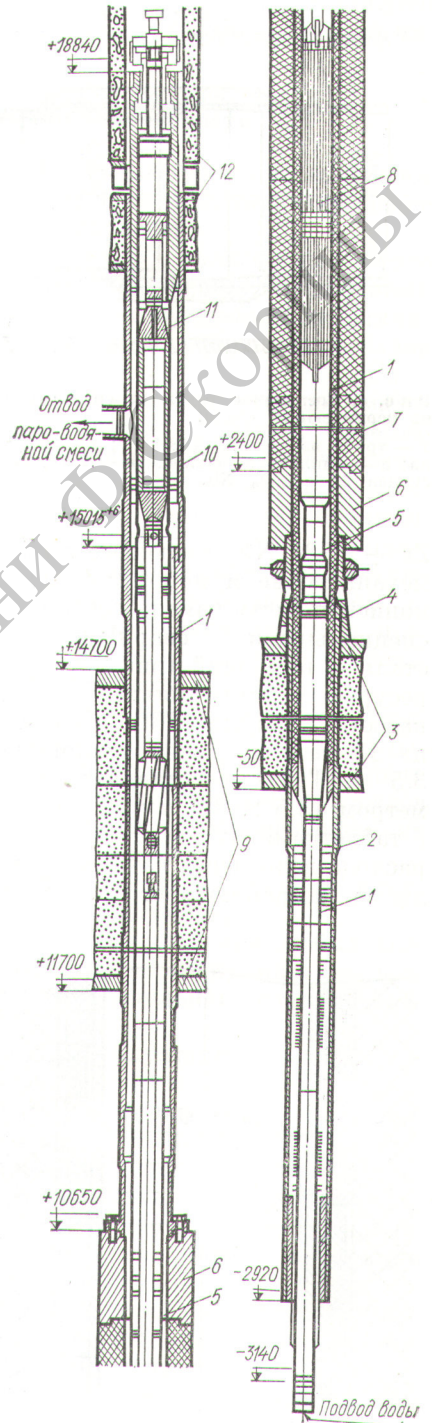


Рис. 3. Топливный канал:

1 — труба давления; 2 — тракт канала; 3 — нижняя плита защиты; 4 — опорный стакан; 5 — переходник (сталь — цирконий); 6 — тепловая защита; 7 — блок кладки; 8 — ТВС; 9 — верхняя плита защиты; 10 — головка ТВС; 11 — подвеска ТВС; 12 — блок съемной защиты.

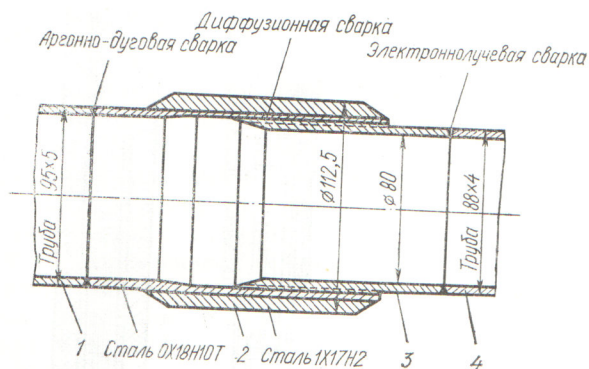


Рис. 4. Соединение трубы из сплава циркония с трубой из нержавеющей стали:

1 — труба из стали ОХ18Н10Т; 2 — штуцер из биметалла; 3 — ниппель из сплава $Zr + 2,5\% Nb$; 4 — труба из сплава $Zr + 2,5\% Nb$.

$Zr + 2,5\% Nb$, имеющего достаточно высокие механические и коррозионные свойства. Циркониевая часть канала соединена со стальными специальными сварными переходниками сталь — цирконий (рис. 4), проверенными при ресурсных испытаниях. В канале размещена кассета с двумя ТВС. Каждая ТВС состоит из 18 твэлов, длина тепловыделяющей части 3,5 м. Твэл представляет собой трубку диаметром $13,5 \times 0,9$ мм из циркониевого сплава с таблетками из двуоксида урана. Регулировка расхода воды через каналы производится дважды за кампанию в соответствии с изменением

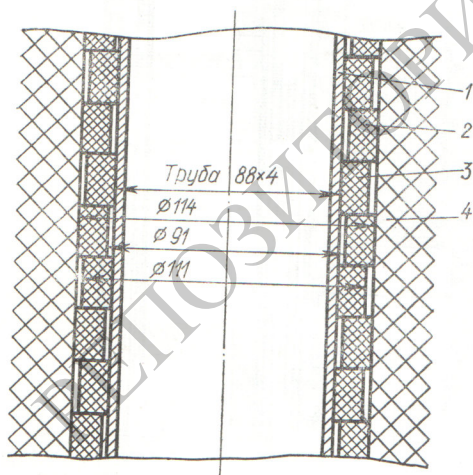


Рис. 5. Установка технологического канала в графитовой кладке:

1 — труба из сплава $Zr + 2,5\% Nb$; 2, 3 — наружное и внутреннее графитовое кольцо соответственно; 4 — графитовая кладка.

мощности ТК с помощью регулирующих клапанов, установленных на подводящих трубопроводах. Весьма важна проблема — отвод тепла от графитовой кладки. В целях упрощения конструкции реактора была принята схема охлаждения кладки за счет теплопередачи к трубам давления (рис. 5).

Система управления и защита (СУЗ) предназначена для регулирования снижения мощности реактора со скоростью $4\%/сек$ и сохраняет энергетический режим при авариях, не связанных с необходимостью остановки реактора. В случае необходимости реактор может быть остановлен полностью со скоростью снижения мощности 8% в $1 сек$. В СУЗ используются высоконадежные полупроводниковые и бесконтактные элементы. Система построена с резервированием аппаратуры.

В системе контроля энерговыделения по высоте и радиусу реактора используются датчики нейтронов, устанавливаемые в части топливных каналов и каналов с измерительными датчиками СУЗ.

Герметичность твэлов контролируется путем измерения активности паро-водяной смеси в трубопроводах на входе в сепараторы с помощью двоянных сцинтилляционных гамма-спектрометрических датчиков, установленных на подвижных платформах и периодически контролируемых трубопроводы. Контроль расхода воды в каналах осуществляется также расходомерами, устанавливаемыми на входе в каждый топливный канал и в канал СУЗ. Плотность труб каналов контролируется по изменению свойств газа, текущего снаружи канала.

Циркуляция газовой смеси осуществляется по замкнутому контуру. В контуре проводится очистка газовой смеси от паров воды и продуктов окисления графита, а также контроль и поддержание нужного состава смеси.

При проектировании реактора некоторые конструктивные узлы были разработаны аналогично узлам, хорошо зарекомендовавшим себя в процессе длительной эксплуатации реакторов этого типа.

С целью подтверждения работоспособности вновь разработанных узлов и элементов был проведен комплекс экспериментальных и исследовательских работ и реакторных испытаний, в том числе теплофизические и ресурсные испытания топливных каналов и моделей сборок твэлов, проведенные на специальных стендах, и петлевые реакторные испытания натурной тепловыделяющей сборки.

Контроль, управление и регулирование станции

При создании ЛАЭС одна из основных проблем заключалась в том, чтобы избежать остановки мощной станции без крайней необходимости и тем более остановок по ложным сигналам.

Для этой цели прямо или косвенно предназначены системы перегрузки и контроля герметичности на работающем реакторе, исключение разветвленной системы импульсных трубок под давлением воды для массового поканального контроля, сведение к минимуму защит технологического оборудования, срабатывание которых ведет к остановке блока, причем они действуют только при наличии сигнала не менее чем от двух (из трех) каналов измерения параметров.

Быстрая аварийная защита, которая сразу переводит реактор в подкритическое состояние даже в том случае, если аварийный сигнал исчезнет, используется очень редко. Вместо этого введены специализированные (по группам аварий) защиты, обеспечивающие контролируемое снижение мощности с достаточной скоростью и до уровня, гарантирующего теплоотвод при авариях данной группы. Если сигнал, от которого сработала защита, исчезнет, то снижение мощности прекратится.

Радиационная обстановка определяется теми же источниками радиации, что и в корпусных кипящих реакторах (O^{16} в паровом тракте, F^{18} и продукты коррозии в конденсате, O^{13} и РБГ на выхлопе эжектора конденсатора и т. д.). Благодаря системам контроля и перегрузки «на ходу», системам сжигания гремучей смеси и сорбционной задержки РБГ на активированном угле активность газовых выбросов эжектора конденсатора ожидается небольшой (~ 3000 *к/сутки*) даже при большом числе негерметичных твэлов.

Досрочно будут перегружаться лишь ТВС, содержащие твэлы со значительной негерметичностью. Даже при небольшой течи канала реактор можно не останавливать, а извлечь лишь ТВС из аварийного ТК и поставить в него специальную пробку с помощью перегрузочной машины.

Регулирование станции рассчитано на базовый и следящий режимы работы путем поддержания давления перед турбиной за счет воздействия регулятора на дроссельный клапан (в базе) или на задатчик мощности реактора (в следящем режиме). Оперативный контроль

и управление энергоустановок осуществляются с помощью информационно-вычислительной машины.

Вопросы ядерной безопасности

В схему и конструкцию реактора заложены следующие основные элементы, гарантирующие радиационную безопасность:

1) высоконадежная СУЗ, включающая около 180 независимых поглотителей, объединенных в группы с автономными датчиками, кабелями, аппаратурой сравнения и усиления сигналов и питанием;

2) средства аварийного теплоотвода (маховики на главных насосах контура, резервы питания для собственных нужд, подача питательной воды в напорный коллектор и др.), исключающие массовое повреждение оболочек твэлов при всех указанных причинах аварий, в том числе общее обесточивание, отключение сразу двух турбин, течи труб диаметром до 300—400 мм и т. д. Благодаря этому за пределами территории ЛАЭС становятся безопасными даже полные разрывы твэлов;

3) средства периодического контроля состояния всех узлов и систем, ответственных за радиационную безопасность, в том числе периодическая проверка состояния крупных сосудов и коллекторов, практически исключающая их мгновенный полный разрыв;

4) пароприемные средства, исключающие большие утечки пара в атмосферу.

Важно отметить также, что при любых возможных авариях контура циркуляции не возникает опасного положительного скачка реактивности.

Обобщение опыта эксплуатации обычных котлоагрегатов и действующих в СССР уран-графитовых канальных реакторов показывает, что внезапный мгновенный разрыв труб большого диаметра и барабанов, спроектированных по нормам и изготовленных по технологии сосудов высокого давления, при умеренных давлениях и температурах, контроле и инспекции чрезвычайно маловероятен.

Наблюдались течи первого контура. Однако они развивались сравнительно медленно и никогда не приводили к мгновенному разрыву трубопроводов большого диаметра, хотя обрывы мелких трубок диаметром 1—2 см часто являются следствием коррозии и вибраций. Соответственно этому приняты меры, обеспечивающие аварийное охлаждение активной зоны и исключающие разрушение твэлов и выброс

продуктов деления в помещения АЭС и окружающую среду. При расположении площадок АЭС у больших городов и в соответствующей санитарной зоне реакторы практически безопасны для населения окрестных местностей, что хорошо видно на примере БАЭС, действующей с 1964 г. [7].

Усовершенствование контура циркуляции и повышение ядерной безопасности

При сооружении в будущем большого числа реакторов, когда возникнет необходимость строить их вблизи крупных населенных пунктов и потребуется сократить санитарную зону, встанет вопрос о дальнейшем повышении уровня безопасности АЭС.

Как показал анализ последствий разрыва трубы диаметром 300 мм, при объединенном водяном объеме контура выбрасывается большая масса воды и пара, которую трудно локализовать без больших дополнительных затрат. Однако именно канальный реактор открывает в принципе возможности для успешного решения проблемы безопасности. Здесь нет никакой необходимости в объединении водяного объема всего реактора, как это имеет место в корпусных реакторах. Наоборот, анализ показывает, что, заменив небольшое число мощных насосов на большое число малых насосов, можно исключить крупные коллекторы и разветвления контура, разделив его на большое число отдельных и в достаточной мере автономных секций. Возникающее при этом усложнение системы регулирования невелико, но разрыв контура локализуется в пределах данной секции контура. Наличие связи по пару между отдельными секциями мало мешает локализации аварии, и поэтому паровую связь можно сохранить.

Известно, что в кипящих корпусных реакторах широко применяются осевые турбосепараторы с большой паровой нагрузкой на единицу объема, а также струйные насосы сравнительно небольшой производительности.

Дробление контура циркуляции приводит к возможности полного отказа от клапанов, коллекторов и труб большого диаметра, а применение турбосепараторов позволяет также разместить последние в корпусах небольшого диаметра. Сравнительно небольшое количество воды в каждой секции контура, которое может быть в десятки и даже сотни раз меньшим, облегчает прием и локализацию пара и воды при любом разрыве контура.

Помимо вышеуказанного дробление контура и применение малогабаритных сепараторов позволяет приблизить их к реактору и в три — четыре раза сократить длину паропроводящих труб. Это приведет также к росту межканальной устойчивости циркуляции, так как последняя тем выше, чем меньше паровой объем, упругость которого определяет развитие пульсаций расхода. Указанное конструктивное решение дробления контура при использовании турбосепараторов и приближении последних к реактору может сократить объем контура, водяной объем контура и его металлоемкость в два — три раза.

Конечно, при этом следует заменить крупные насосы на большее число мелких насосов подходящего типа. Струйнотепловые и гидроприводные насосы на питательной воде удобны лишь при малой кратности циркуляции, а электронасосы с постоянным числом оборотов приводят к очень резкому падению паросодержания при снижении мощности, в результате чего необходим большой запас воды под уровнем сепаратора, так что переход к малогабаритным интенсивным сепараторам отчасти теряет смысл. Применение встроенных в контур турбонасосов с паровым приводом в виде вертикального одновального агрегата, насосное колесо которого находится под уровнем, а турбопривод — над уровнем, позволит повысить компактность и увеличить безопасность контура циркуляции. Такие насосы не имеют вывода вала, намного компактнее и легче электронасосов и обладают важными свойствами пропорциональности числа оборотов и производительности насоса расходу пара реактора. Это и позволяет не заглублять сильно насос, сократить в несколько раз запас воды в сепараторе, а также автоматически обеспечить без помощи маховых масс аварийное расхолаживание (рис. 6).

В последнее время разработана принципиально новая система тепловода топливных каналов, открывающая возможности для дальнейшего коренного упрощения контура циркуляции. Как известно, при уменьшении весового расхода двухфазного теплоносителя критическое паросодержание и критические нагрузки возрастают. Предложена «многоэтажная» схема организации тепловода в ТК, при которой ТК расчленен по высоте на несколько «этажей», параллельно подключенных к водоподающей и паро-водоотводящей магистралям, расположенным внутри трубы давления. При этом весовой расход теплоносителя в каждом «этаже» уменьшается во столько раз, на сколько «эта-

жей» разбит ТК, при условии, что проходное сечение в сборке твэлов не меняется.

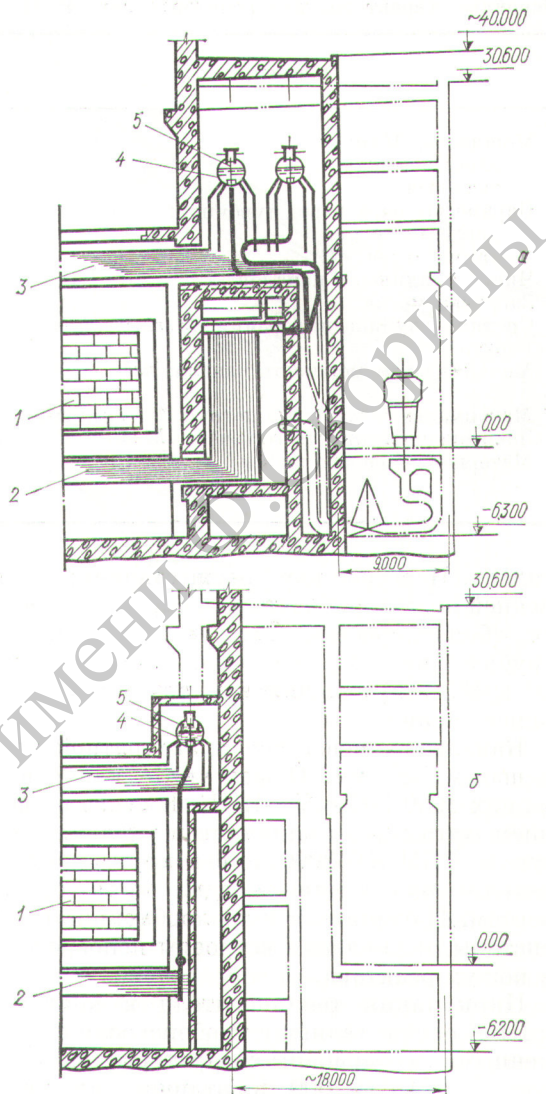
Кратность циркуляции снижается в два — три раза вследствие повышения паросодержания (в рабочей точке) до 30 и даже 50%, гидравлическое сопротивление ТК снижается примерно до 5—6 *атм*. Так как мощность, расходуемая на циркуляцию теплоносителя, пропорциональна произведению кратности циркуляции на гидравлическое сопротивление, то она настолько снижается, что делает эффективным использование струйных насосов с подачей напора от питательных насосов. Таким образом, основной радиоактивный контур циркуляции реактора будет избавлен от механических насосов, что удешевит его и упростит эксплуатацию.

Кроме того, достигается значительное сокращение количества воды в активной зоне реактора: она замещается паром. При этом возрастает глубина выгорания топлива и улучшается физическая устойчивость, так как рабочая точка перемещается в область высокого паросодержания. Металлоемкость контура циркуляции, как и объем занятых им помещений, значительно снижается.

Разрабатываемые каналные уран-графитовые реакторы

Осуществление некоторых идей по усовершенствованию реакторов типа РБМ-К-1000 нашло отражение в проектах реакторов РБМ-К-2000 и реактора с перегревом пара РБМ-КП-2000 мощностью 2 *Гвт* (эл.). В отличие от реактора РБМ-К-1000 в них проектируются укрупненные каналы. Испарительные каналы (ИК) в обоих реакторах имеют почти одинаковую конструкцию, а их твэлы идентичны твэлам РБМ-К-1000. Конструкция активных зон этих реакторов отличается в основном только наличием пароперегревательных каналов (ППК) в реакторе РБМ-КП-2000. Этим же обуславливается и различие технологических схем. Основные характеристики РБМ-К-2000 приведены в таблице. Технологическая схема АЭС принципиально подобна схеме с реактором РБМ-К-1000.

В пределах активной зоны ИК ступенчатый, выполненный из циркониевых труб, причем труба большого диаметра располагается выше центра активной зоны. Расширение диаметра циркониевой трубы в зоне интенсивного парообразования позволяет разместить интенсификаторы, улучшить условия охлаждения верх-



Р и с. 6. Варианты компоновки (без крупных насосов и коллекторов):

a — естественная сепарация; *б* — принудительная сепарация (штрих-пунктиром показан вариант ЛАЭС); 1 — активная зона; 2 — коммуникация подвода воды; 3 — коммуникация отвода паро-водяной смеси; 4 — сепаратор; 5 — насос.

ней части сборки твэлов, повысить запасы до критических тепловых нагрузок, а также существенно уменьшить гидравлическое сопротивление канала в целом.

Пароперегревательный канал (ППК) имеет двухходовую схему движения теплоносителя. Насыщенный пар, опускаясь по внешнему кольцевому зазору, охлаждает трубу канала, это позволяет изготавливать ее из циркониевого

Основные характеристики реакторов типа РБМ-К

Параметры	РБМ-К-1000	РБМ-К-2000	РБМ-КП-2000	Реактор на электрических параметрах [8]
Мощность, <i>Мвт</i> :				
электрическая	1 000	2 000	2 000	1 000
тепловая	3 200	6 280	5 620	2 280
Параметры пара перед турбиной:				
давление, <i>атм</i>	65	65	65	240
температура, °С	280	280	450	535
Число топливных каналов	1 693	1 404	1 404	1 022
Загрузка урана, <i>т</i>	180	320	294	52
Средняя глубина выгорания, <i>Мвт·сутки/т</i>	18 500	28 000	24 000	40 000
Горючее	Двуокись	Двуокись	Двуокись	Карбид
Максимальная мощность канала, <i>квт</i>	3 000	6 580	ИК 6 350 ППК 4 500	ППК 2200
Максимальные тепловые потоки, 10^6 <i>ккал/м²·ч</i>	0,7	0,9	0,9	2,5
Энергонапряженность горючего, <i>Мвт/т</i>	17,8	19,6	19,2	44
Материал оболочек твэлов	Цирконий	Цирконий	Цирконий-сталь	Сталь

сплава. Перегрев пара осуществляется во внутренней подъемной части канала, где размещаются сборки твэлов. Твэл представляет собой трубку из нержавеющей стали размером $10 \times 0,3$ мм, заполненную таблетками из двуокиси урана.

Каналы размещаются в квадратной решетке с шагом 320 мм. Общее число каналов 1404, из них 1050 ИК и 354 ППК. В связи с увеличением шага между каналами и удельной мощности в РБМ-КП-2000 проектируется принудительное охлаждение кладки циркулирующим азотом. Нагнетатели и теплообменники газовой системы охлаждения встроены непосредственно в кожух реактора.

Циркуляция теплоносителя в контуре ИК и ППК осуществляется турбонасосами, установленными в барабаны-сепараторы. СУЗ реактора РБМ-КП-2000 в отличие от реактора РБМ-К-1000 использует стержни, размещаемые вне решетки топливных каналов. Поглощающая часть стержня выполнена в виде блочков из карбида бора в графитовой матрице.

Стержни перемещаются в специальных трактах толкателями, вводимыми снизу реактора. Охлаждение осуществляется газом, циркулирующим в системе охлаждения кладки реактора.

Стремление максимально увеличить к. п. д. АЭС привело к проработке конструкции реактора на сверхкритические параметры теплоносителя. Некоторые проектные характеристики уран-графитового реактора мощностью 1000 *Мвт* (эл.), производящего пар сверхкритических параметров, приведены в таблице.

Оценивая экономические показатели АЭС с реакторами канального типа можно утверждать, что они не уступают показателям АЭС с реакторами других типов, например с газографитовыми и водо-водяными.

Развитие ядерной энергетики в больших масштабах выдвигает вопрос об организации промышленных методов изготовления и монтажа реактора. Стремление к увеличению единичной мощности реактора ставит задачу разработать такую конструкцию реактора, которая позволила бы с минимальными изменениями сооружать реакторы все возрастающих мощностей без коренных перестроек производства, т. е. из унифицированных и стандартизированных узлов и конструкций. Возможности канальных уран-графитовых реакторов позволили найти пути решения этой задачи. Первым шагом в этом направлении является проект секционно-блочного уран-графитового реактора канального типа.

Реактор собирается из типовых секций: центральных и торцовых, соединяемых при монтаже по выбранной схеме. Активная зона в плане представляет собой прямоугольник, длина которого определяется числом центральных секций (рис. 7). Из таких секций может быть сооружен реактор практически любой мощности за счет увеличения числа центральных секций. Секции являются как бы отдельными звеньями реактора, они включают в себя необходимое оборудование и органы управления и контроля и состоят из отдельных транспортных блоков. Ширина секции определяется диаметром сепаратора.

Некоторые возможности топливного цикла

Одной из основных особенностей и преимуществом канальных реакторов является широкий диапазон применения различных топливных циклов. Возможность перегрузки топлива на работающем реакторе, поканальный технологический контроль и сравнительно низкий коэффициент размножения открывают пути для гибкого управления топливным циклом.

В зависимости от будущей конъюнктуры с добычей природного урана, например в случае роста стоимости последнего, может быть осуществлен переход на использование твэлов с более плотными (по урану) сердечниками при сравнительно малой глубине выгорания. Это позволит значительно снизить потребность в добыче природного урана за счет увеличения доли выгорания U^{238} , а также применить уран с обогащением около 1%, что может оказаться экономически выгодным. При этом возможна наработка плутония, что может оказаться важным при наращивании мощности быстрых реакторов. Без изменения конструкции возможен также переход на композиции тория с U^{233} или U^{235} . Топливный цикл можно улучшить за счет снижения рабочего давления (что позволит утонить стенки труб каналов и покрытия твэлов) и сокращения количества воды в ТК путем повышения объема пара.

Наконец, при необходимости достигнуть еще большей экономии природного урана возможна замена всего или большей части графитового замедлителя на тяжеловодный при сохранении в основном технологической и конструктивной схем реактора.

Следует отметить, что сокращение количества воды и конструкционных материалов в активной зоне вследствие снижения давления и усовершенствования технологии жаропрочных циркониевых сплавов в течение длительного времени будет представлять собой резерв для постепенного улучшения топливного цикла и соответствующего снижения топливной составляющей стоимости электроэнергии.

Таким образом, разрабатываемые канальные реакторы могут гибко приспосабливаться к возможным и трудно предсказываемым изменениям в перспективе добычи природного урана и потребностям в наработке плутония. Поэтому можно уверенно рассчитывать на перспективу их развития в течение длительного времени.

Приведенные выше данные и возможности усовершенствования конструкции и топливного цикла позволяют выразить уверенность, что

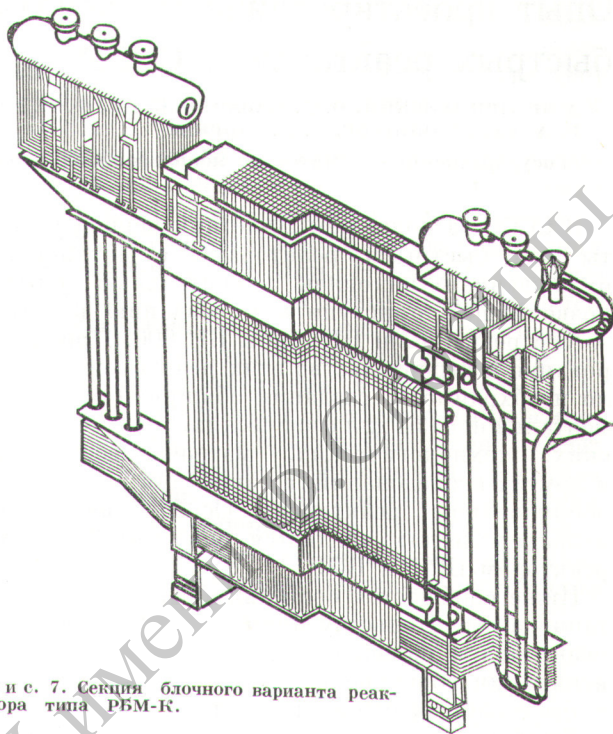


Рис. 7. Секция блочного варианта реактора типа РБМ-К.

сооружаемые АЭС типа Ленинградской, окажутся, во-первых, экономически выгодными по сравнению с электростанциями на органическом топливе на всей территории Европейской части СССР (не говоря уже о значительном попутном народнохозяйственном эффекте — очищении атмосферы от выброса продуктов сгорания и значительное сокращение транспорта для длиннопробежных перевозок горючего) и, во-вторых, эти реакторы по крайней мере не уступают другим основным видам энергетических реакторов (а иногда и превосходят их).

ЛИТЕРАТУРА

1. А. М. Петросьянц. Развитие физики в СССР. М., «Наука», 1968, стр. 300.
2. Н. А. Доллежалъ и др. II Женевская конференция (1958). Т. 2. М., Атомиздат, 1959, стр. 15.
3. Н. А. Доллежалъ и др. (СССР). IV Женевская конференция (1971), доклад № 718.
4. Б. Б. Брохович и др. II Женевская конференция (1958). Т. 2. М., Атомиздат, 1958, стр. 319.
5. А. И. Чуриш, В. А. Клячко. «Вестник АН СССР», № 6, 34 (1965).
6. А. Д. Амаев и др. Доклады на симпозиуме СЭВ по ВВЭР. М., 1968, Т. II, стр. 251, 281; А. В. Андреева и др., там же, стр. 357.
7. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 23, 38 (1967).
8. Н. А. Доллежалъ и др. (СССР). III Женевская конференция (1964), доклад № 309.