

Развитие уран-графитовых канальных реакторов в СССР*

АЛЕКСАНДРОВ А. П., ДОЛЛЕЖАЛЬ Н. А.

Непрерывный рост потребления электроэнергии и проблемы использования органического топлива требуют интенсивного развития ядерной энергетики. В Советском Союзе одним из важных направлений ядерной энергетики, отвечающим этой задаче, является направление, связанное с использованием и развитием энергетических реакторов канального типа. Это реакторы с графитовым замедлителем и несущим давлением теплоносителя вертикальными топливными каналами, которые охлаждаются кипящей водой или паром. Выбор канальных реакторов обусловлен их особенностями и отечественным опытом реакторостроения [1—3].

Поканальная перегрузка топлива, возможная даже без остановки реактора, с одной стороны, обеспечивает высокую надежность и техническую готовность реактора, с другой — позволяет использовать различные топливные и конструкционные материалы и режимы функционирования топливной загрузки. При изготовлении реакторов и увеличении их мощности возможно широкое использование унифицированных стандартных конструкций и узлов. Разветвленность циркуляционного контура, хотя и является некоторым недостатком канальных реакторов, позволяет создавать относительно небольшие по объему контуры теплоносителя, что упрощает решение вопросов безопасности таких реакторов, особенно при повышении их единичной мощности [4].

Опыт создания канальных реакторов

Начало развития канальных реакторов относится к 50-м годам, когда широко развернулись исследования и работы по созданию Первой в мире АЭС в г. Обнинске. Пуск этой АЭС в 1954 г. и успешная эксплуатация ее не только продемонстрировали возможность мирного использования атомной энергии, но и позволили проверить и подтвердить ряд технических решений, многие из которых с успехом примене-

ны в последующих реакторах. Так, на Первой АЭС впервые осуществлены режим частичных перегрузок топлива, режим охлаждения кипящей водой параллельно включенных топливных каналов, ядерный перегрев пара, проверена работоспособность графитовой кладки при высокой температуре и т. п. Опыт, полученный при создании и эксплуатации Первой АЭС, был использован при сооружении Сибирской АЭС, введенной в строй в 1958 г., и двух реакторов Белоярской АЭС (БАЭС), работающих с 1963 (100 МВт) и с 1967 гг. (200 МВт).

Как известно, на БАЭС впервые в промышленном масштабе был осуществлен ядерный перегрев пара при использовании в реакторах трубчатых твэлов в оболочках из нержавеющей стали с прямой подачей перегретого в реакторе пара на турбину. Работа двух блоков БАЭС в течение более 10 лет показала надежность топливных каналов, в том числе для перегрева пара до весьма высокой температуры (550—560°С) с экономически приемлемой глубиной выгорания урана (свыше 30000 МВт·сут/т). Была подтверждена также безопасность эксплуатации АЭС с одноконтурной тепловой схемой при работе турбин на слаборадиоактивном паре [5, 6].

Канальные реакторы могут быть установлены и на АЭС малой и средней мощности. В СССР в условиях Крайнего Севера в течение ряда лет успешно эксплуатируется Билибинская АТЭС с четырьмя реакторами с естественной циркуляцией теплоносителя, которая обеспечивает комбинированную выработку тепловой и электрической энергии, работает по графику потребителя электрической и тепловой энергии с коэффициентом использования установленной мощности 66—68%.

Опыт создания и эксплуатации таких реакторов и АЭС, а также успехи реакторостро-

© International Atomic Energy Agency, 1977.

Ленинградская атомная электростанция имени В. И. Ленина. В настоящее время на ней действуют два блока номинальной мощностью по 1 млн. кВт с канальными кипящими реакторами. Ведется строительство еще двух блоков с такими реакторами. Полная электрическая мощность ЛАЭС составит 4 млн. кВт. Фото Е. Горина

* При составлении настоящего доклада были использованы работы В. Г. Адена, Ю. М. Булкина, А. П. Веселкина, В. К. Видулова, В. П. Волкова, О. М. Глазкова, В. В. Гончарова, И. И. Гроздова, М. Б. Егизаза-рова, И. Я. Емельянова, А. Д. Жирнова, Л. Р. Кеворкова, А. Я. Крамерова, С. П. Кузнецова, Е. П. Кунегина, Л. И. Луниной, Ю. М. Митяева, В. И. Михана, К. К. Полушкина, В. В. Постникова, В. С. Романенко, А. П. Сироткина, В. М. Федулenco, С. М. Фейнберга, В. Н. Филиппова, Р. Т. Шаповалова. Авторы выражают этим товарищам искреннюю признательность.

тельной промышленности и техники позволили разработать проект мощного серийного коммерческого реактора РБМК-1000 электрической мощностью 1 млн. кВт [2], в котором более полно реализованы преимущества канальных реакторов.

Реактор представляет собой размещенную в герметичном тонкостенном корпусе графитовую кладку, пронизанную вертикальными топливными каналами из циркониевого сплава. В каждый канал устанавливается по две последовательно расположенные топливные сборки с 18 стержневыми твэлами. Тепло отводится кипящей водой. Отсепарированный сухой пар направляется на две турбины мощностью по 500 МВт каждая. В РБМК-1000 практически такая же одноконтурная тепловая схема, как и схема второго блока БАЭС, однако в активной зоне применены стержневые твэлы и стальные оболочки твэлов заменены оболочками из циркониевого сплава. Это снижает топливную составляющую себестоимости электроэнергии, хотя и требует некоторого относительного понижения параметров теплоносителя.

Реакторы РБМК-1000 введены в строй и успешно эксплуатируются на Ленинградской АЭС им. В. И. Ленина (ЛАЭС), Курской и Чернобыльской АЭС, сооружаются на Смоленской АЭС и планируются на ряде других станций. Опыт пуска наладочных работ и результаты эксплуатации первых двух реакторов РБМК-1000 подтвердили правильность основных технических решений, позволили выявить резервы и необходимые изменения в целях дальнейшего повышения надежности и экономичности этих действующих и сооружаемых реакторов.

Первый блок ЛАЭС, включенный в сеть в декабре 1973 г., выведен на проектную мощность 1 млн. кВт 1 февраля 1974 г., примерно через 10 мес после пуска. Для второго блока ЛАЭС на это потребовалось всего 5 мес (с июля 1975 г. до января 1976 г.). В настоящее время оба блока работают в соответствии с диспетчерским графиком на мощности 800—900 МВт. Средний коэффициент использования времени для первого блока составил 65, 70 и 77 % в 1974, 1975 гг. и за 9 мес 1976 г. соответственно. За прошедший период эксплуатации основное оборудование и системы работали вполне удовлетворительно. Высокую работоспособность показали также циркониевые сплавы и герметичные соединения циркониевых и стальных труб.

Первый этап эксплуатации головного (первого) блока ЛАЭС показал, что принятое в

проекте уран-графитовое соотношение не вполне оптимально с позиций управления реактором в переходных режимах. В последующих реакторах уран-графитовое соотношение будет приближено к оптимальному, а управление распределением мощности будет осуществляться автоматически.

Существенным при создании реакторов данного типа является возможность прогнозировать 30-летний ресурс работы циркониевых каналов и оперативной их замены в случае повреждения. Более чем 8-летний опыт эксплуатации опытных циркониевых каналов на БАЭС подтвердил реальность ресурса работы подобных каналов. На ЛАЭС два раза выходили из строя циркониевые трубы топливных каналов (один — из-за нарушения режима охлаждения топливной сборки, другой — вследствие чрезмерной вибрации нештатного устройства, помещенного в канал). Поврежденные трубы заменяли с помощью специального инструмента в течение 48 ч, что является нормальной ремонтной операцией.

В целом эксплуатация ЛАЭС показала достаточную отработанность основных узлов и систем реакторов РБМК-1000, подтвердила возможность и целесообразность их дальнейшего развития. Опыт эксплуатации на номинальной мощности выявил некоторые резервы, в частности по напору циркуляционных насосов, по температуре металлоконструкций и графитового замедлителя, которые свидетельствовали о возможности форсирования мощности РБМК-1000, что было реализовано в проекте РБМК-1500 [3].

В РБМК-1500 (рис. 1), который сооружается на Игналинской АЭС, увеличение единичной мощности достигнуто в габаритах РБМК-1000 за счет усовершенствования главным образом конструкции топливных сборок при минимальных изменениях реактора и контура циркуляции теплоносителя. Задача решается введением в сборку интенсификаторов теплообмена, позволяющих примерно в 1,5 раза увеличить ее предельно допустимую мощность, и некоторых усовершенствований сепарационных устройств. Форсирование мощности РБМК-1000 значительно уменьшает удельные капитальные затраты на сооружение АЭС, повышает среднюю удельную мощность, снимаемую с топлива.

Развитие канальных реакторов связано с современными тенденциями в энергетике, основными из которых являются укрупнение единичной мощности энергоблоков, повышение требований к их маневренности, повышение

параметров рабочего тела для снижения тепловых сбросов, более широкая стандартизация и унификация систем и узлов электростанции. Дальнейшее усовершенствование канальных реакторов, позволяющее удовлетворить эти перспективные требования, нашло воплощение в проекте секционно-блочного реактора РБМКП электрической мощностью 2000—2400 МВт. Этот реактор разработан с учетом опыта создания и использования РБМК-1000, РБМК-1500 и реакторов БАЭС с ядерным перегревом пара [3, 7].

В РБМКП-2400 используются две турбины по 1200 МВт, которые создаются на базе разработанной для тепловых электростанций турбины такой же мощности на закритические параметры пара. Особенность этого реактора — выполнение активной зоны в форме прямоугольного параллелепипеда, что позволяет сооружать реактор из одинаковых по конструкции секций, собираемых на монтаже из блоков заводского изготовления. Причем размеры и масса блоков таковы, что их можно транспортировать по железной дороге. Большая часть сборочно-сварочных работ перенесена в заводские условия. Это улучшит качество изготовления и контроля, упростит и ускорит монтаж, повысит надежность работы узлов реактора при эксплуатации. Важным преимуществом секционно-блочной конструкции реактора является возможность при необходимости дальнейшего увеличения единичной мощности на базе отработанных однотипных конструктивных узлов и оборудования, используемых в реакторе меньшей мощности.

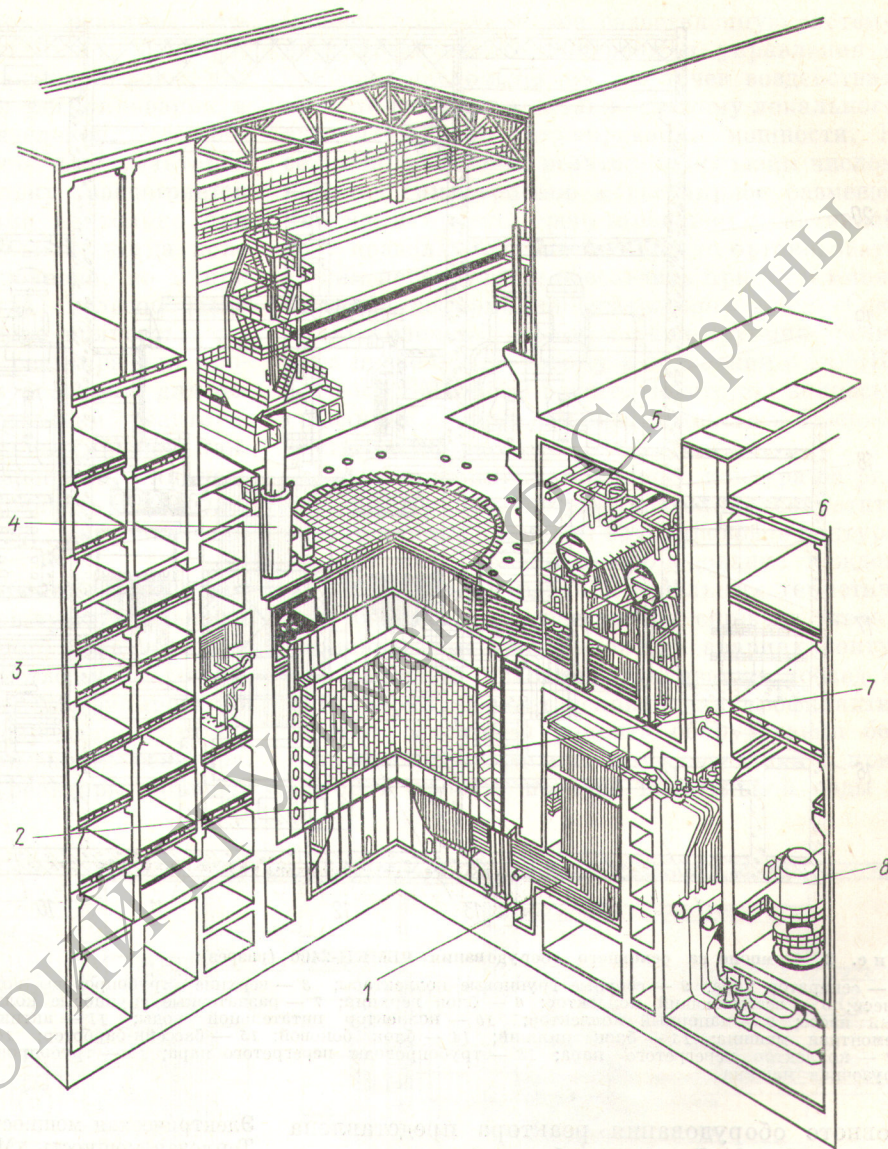
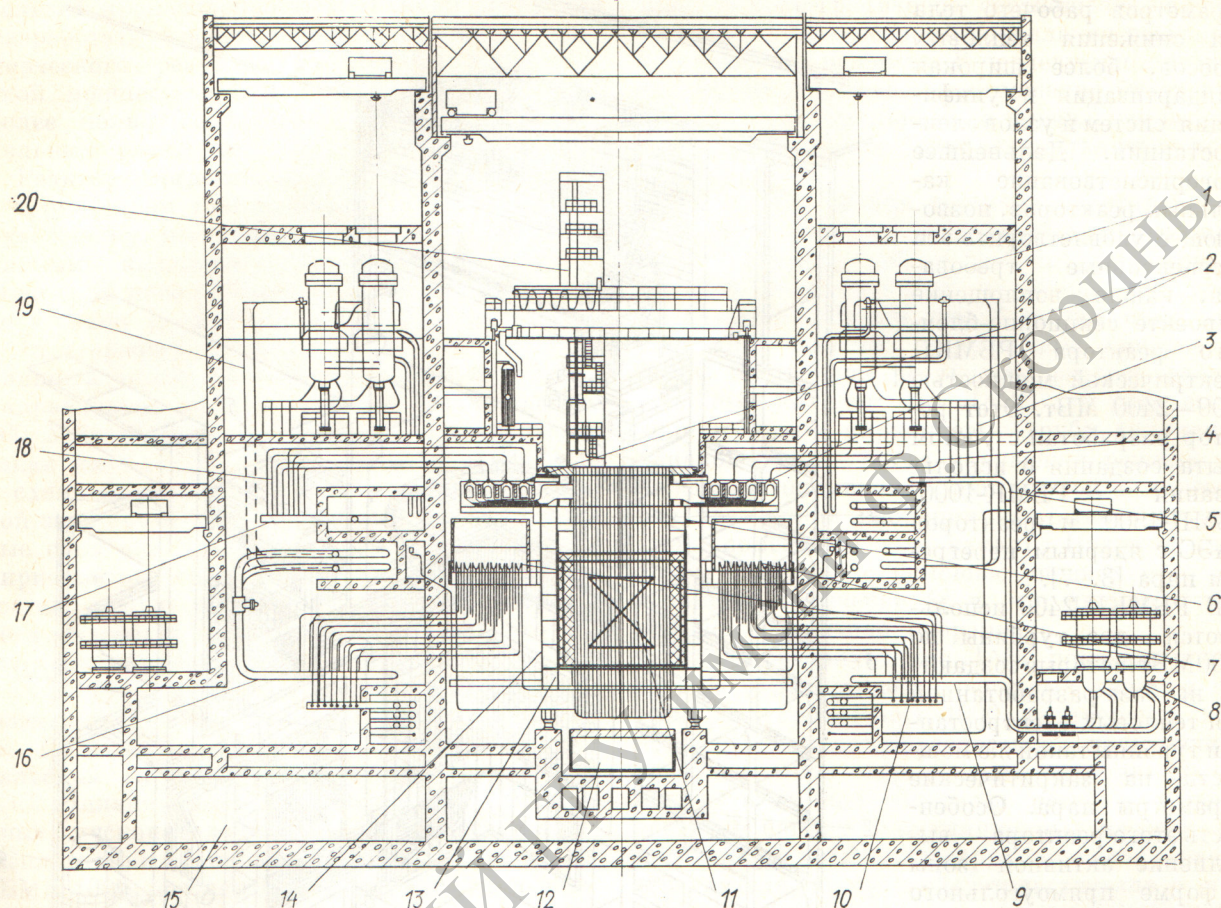


Рис. 1. Компонировка оборудования РБМК-1500:

1 — водяные коммуникации; 2 — нижняя опорная металлоконструкция; 3 — верхняя биологическая защита; 4 — перегрузочная машина; 5 — пароводяные коммуникации; 6 — барабан-сепаратор; 7 — активная зона; 8 — главный циркуляционный насос

Реактор РБМКП-2400 состоит из восьми испарительных и четырех перегревателей секций, включающих соответственно 1920 испарительных и 960 перегревательных каналов. Испарительная зона реактора обслуживается 16 главными циркуляционными насосами с двухскоростными электродвигателями и 16 вертикальными сепараторами, объединенными в 8 автономных циркуляционных петель — по 2 сепаратора и 2 насоса в петле. Компонировка ос-



Р и с. 2. Компоненты основного оборудования РБМКП-2400 (разрез):

1 — сепаратор пара; 2 — сборные групповые коллекторы; 3 — верхние трубопроводы воды; 4 — трубопроводы пароводяной смеси; 5 — всасывающий коллектор; 6 — блок верхний; 7 — раздаточные групповые коллекторы; 8 — главный циркуляционный насос; 9 — напорный коллектор; 10 — коллектор питательной воды; 11 — активная зона реактора; 12 — нижняя ремонтная машина; 13 — блок нижний; 14 — блок боковой; 15 — бассейн-барботер; 16 — коллектор насыщенного пара; 17 — коллектор перегретого пара; 18 — трубопроводы перегретого пара; 19 — трубопроводы насыщенного пара; 20 — перегрузочная машина

новного оборудования реактора представлена на рис. 2 и 3. Секционно-блочная конструкция обеспечивает автономии циркуляционных петель, что повышает маневренные качества реактора.

Введение ядерного перегрева пара в РБМКП-2400 позволит повысить КПД АЭС brutto до 37%, упростить испарительный контур в результате уменьшения числа сепараторов и циркуляционных насосов, существенно снизить капиталовложения в оборудование машинного зала вследствие использования высокооборотных (3000 об/мин) турбин, снижения мощности систем водоснабжения и т. п.

Ниже приведены основные технические характеристики реакторов:

Электрическая мощность, МВт	1000	1500	2400
Тепловая мощность, МВт	3200	4800	6500
Паропроизводительность, т/ч	5800	8800	9600
Параметры пара перед турбинами:			
давление, кгс/см ²	65	65	65
температура, °С	280	280	450
Размеры активной зоны, м:			
высота	7,0	7,0	7,0
диаметр (ширина и длина)	11,8	11,8	7,5×27
Число каналов:			
испарительных	1693	1661	1920
пароперегревательных	—	—	960
Загрузка урана, т	192	189	293
Обогащение урана, %	1,8	1,8	1,8/2,3
Среднее выгорание выгружаемого из каналов урана, МВт·сут/кг:			
из испарительных	18,1	18,1	19,4
из перегревателей	—	—	18,1

Благодаря выбранной форме реактора возникает относительная независимость отдаленных друг от друга областей активной зоны, что создает лучшие условия для регулирования и формирования энергораспределения. Это обстоятельство особенно важно для реакторов большой мощности, поскольку расширяется возможность их эксплуатации не только при мощности, близкой к предельной, когда поле нейтронов должно быть выровнено, но и при сниженной мощности, когда целесообразно уменьшить мощность или даже полностью отключить некоторую область реактора для проведения ремонтных и других работ или для перегрузок топлива на работающем реакторе. Вытянутая форма активной зоны упрощает также реализацию ядерного перегрева, для чего требуется получить и поддерживать определенные соотношения мощности на испарение воды и перегрев пара.

Особенностью реакторов больших размеров любого типа является высокая чувствительность нейтронного поля к различного рода возмущениям реактивности. Это свойство может играть положительную роль при профилировании энергораспределения и одновременно служить препятствием для устойчивой работы реактора. Поэтому разрабатываемые реакторы большой

мощности имеют весьма разветвленную систему внутриреакторного контроля и управления с большим числом датчиков и точек воздействия на поле нейтронов, а также систему локального автоматического регулирования мощности. В секционно-блочном реакторе с большим числом каналов симметричное и регулярное размещение их и органов регулирования в активной зоне позволяет достаточно просто организовать режим перегрузок и обеспечить при этом минимальные деформации нейтронного поля. Секционно-блочный принцип конструкции реактора позволил по-новому в сравнении с РБМК-1000 и РБМК-1500 решить некоторые вопросы, связанные с повышением надежности и безопасности реактора.

Разделение циркуляционного контура на ряд самостоятельных петель позволяет сократить максимальные диаметры трубопроводов контура до 370 мм, разместить оборудование каждой циркуляционной петли в отдельных герметичных боксах, что существенно снижает утечку теплоносителя при возможных авариях контура, улучшает условия локализации последствий аварий, создает условия для профилактического осмотра и ремонта оборудования без останова реактора и т. п. В сочетании с принятой в проекте подачей питательной воды в

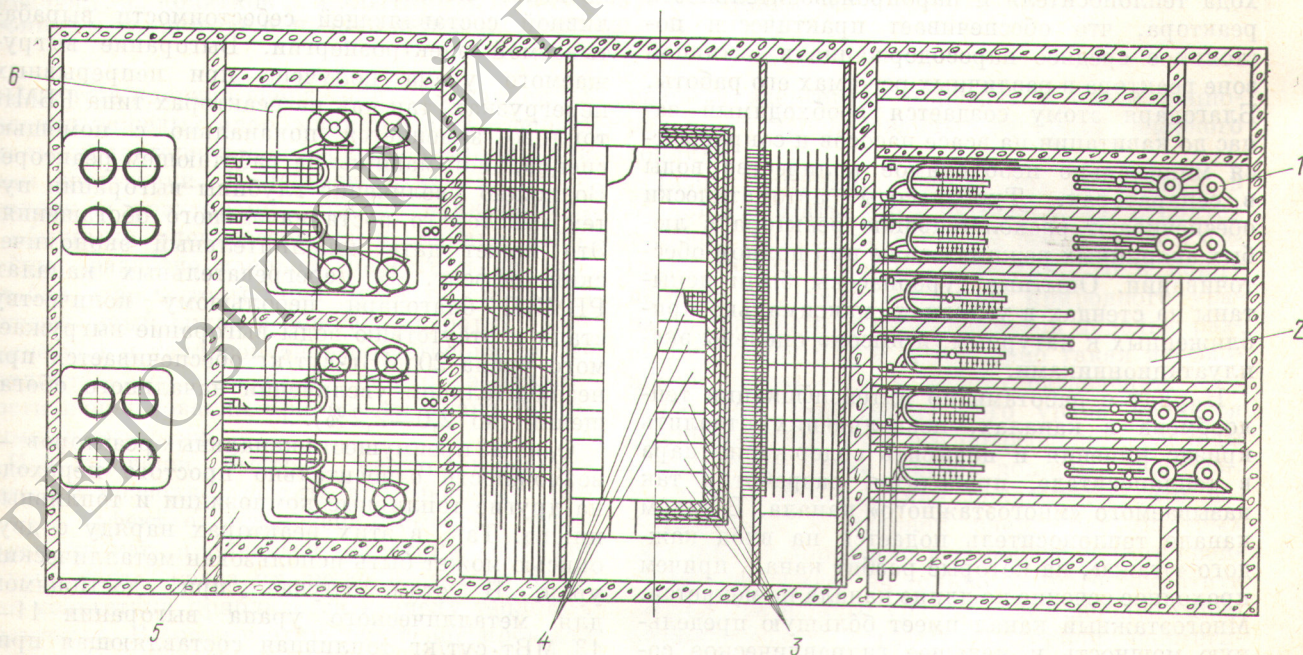


Рис. 3. Компонировка основного оборудования РБМКП-2400 (план):

1 — главный циркуляционный насос; 2 — бокс перегревательной петли; 3 — испарительные секции; 4 — перегревательные секции; 5 — бокс испарительной петли; 6 — сепаратор пара

контур циркуляции от двух независимых источников (от питательных насосов с электроприводом и от турбонасосов) такое решение обеспечивает необходимые условия для более надежного охлаждения активной зоны при аварийных ситуациях. В этом случае мощность систем аварийного охлаждения активной зоны оказывается существенно ниже, чем в РБМК-1000 и РБМК-1500.

В проекте РБМКП-2400 предусмотрены меры, расширяющие возможности его эксплуатации с изменением нагрузки, что становится все более характерной чертой работы энергосистем: в частности, возможность регулирования мощности отдельных секций; термостатирование металлоконструкций, окружающих реактор; достаточный оперативный запас реактивности для компенсации изменяющегося с мощностью отравления ксеноном и т. п.

Возможность применения в канальных реакторах относительно небольших встроенных в барабан-сепаратор турбонасосов с паровым приводом позволит существенно сократить протяженность трубопроводов, уменьшить их диаметры и размеры, облегчить тем самым условия локализации аварий при разрывах контура. Для циркуляционного контура с турбонасосами характерна пропорциональность расхода теплоносителя и паропроизводительности реактора, что обеспечивает практически постоянное среднее паросодержание в активной зоне реактора в различных режимах его работы. Благодаря этому создается необходимый запас до кавитации на всасе насосов и сокращается минимально необходимое количество воды в сепараторах. Турбонасосы автоматически обеспечивают расхолаживание реактора в любых аварийных режимах даже при полном обесточивании. Опытные турбонасосы были испытаны на стендах в условиях, максимально приближенных к натурным, и высоко оценены эксплуатационниками.

Наряду с работами по интенсификации теплообмена в каналах, позволяющих отдалить кризис кипения и повысить содержание пара в теплоносителе, проводятся разработки так называемого «многоэтажного» канала. В таком канале теплоноситель подается на вход каждого «этажа», на которые разбит канал, причем проходное сечение по длине канала не меняется. Многоэтажный канал имеет большую предельную мощность и меньшее гидравлическое сопротивление, так как он эквивалентен нескольким более коротким, параллельно включенным каналам. При прочих равных условиях в та-

ком канале значительно выше допустимое паросодержание при гораздо меньшем изменении плотности теплоносителя по высоте активной зоны, что весьма благоприятно для физики реактора. Использование таких каналов, помимо форсирования мощности и улучшения физики реактора, может заметно упростить циркуляционный контур и улучшить условия естественной циркуляции теплоносителя.

Перспективными для канальных реакторов являются разработки канала большего диаметра с увеличенным числом твэлов и мощностью 8—10 МВт. При этом сокращаются капитальные затраты и стоимость топливной загрузки, затраты на коммуникации и контроль за технологическими параметрами, арматуру, облегчается перегрузка топлива и т. п. При переходе на такие каналы должны быть решены вопросы охлаждения графитовой кладки.

Улучшение топливного цикла

В действующих и разрабатываемых канальных реакторах большой мощности основным является уран-плутониевый топливный цикл с использованием в качестве топлива двуокиси урана низкого обогащения (1,8—2,0%). При таком обогащении выгорание выгружаемого урана составляет 18—20 МВт·сут/кг, что обеспечивает вполне приемлемую величину топливной составляющей себестоимости вырабатываемой электроэнергии. Выгорание выгружаемого урана получено при непрерывных перегрузках, так как на реакторах типа РБМК топливо заменяется поканально с помощью специальной машины на работающем реакторе. Возможно увеличение глубины выгорания путем некоторого роста начального обогащения. Это может дать дополнительный экономический эффект. В перегревательных каналах РБМКП благодаря небольшому количеству стали и отсутствию воды выгорание выгружаемого урана 20 МВт·сут/кг обеспечивается при незначительном увеличении начального обогащения (до 2,0—2,2%).

Одно из преимуществ канальных реакторов — возможность относительно простого перехода на другие топливные композиции и топливные циклы. Так, в этих реакторах наряду с двуокисью может быть использован металлический уран. В этом случае при достижимом для металлического урана выгорании 11—13 МВт·сут/кг топливная составляющая приведенных затрат снижается примерно на 6% при одновременном снижении удельного расхода природного урана (на 10%).

Выводы

Двадцатилетний опыт разработки и эксплуатации канальных уран-графитовых энергетических реакторов подтвердил их высокую надежность, безопасность, гибкость цикла, возможность постоянного совершенствования конструкции и тепловой схемы. На современном этапе использование мощных канальных реакторов позволяет успешно решать важнейшую народнохозяйственную задачу интенсивного наращивания ядерно-энергетических мощностей. Канальные реакторы соответствуют современным и намечающимся тенденциям развития энергетики.

Канальные реакторы наиболее полно отвечают современной тенденции повышения единичной мощности, так как не имеют технических и транспортных ограничений для ее увеличения.

Переход от сооружения РБМК-1000 к строительству РБМК-1500 заметно сокращает удель-

ную стоимость АЭС. Особенно важно также, что этот переход почти не требует увеличения штатной численности эксплуатационного персонала АЭС, строителей и изготовителей оборудования. Это значит, что при таком переходе резко увеличивается производительность труда работников в сфере ядерно-энергетического производства.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Петросьянц А. М. и др. «Атомная энергия», 1971, т. 31, вып. 4, с. 315.
2. Петросьянц А. М. и др. Там же, с. 333.
3. Доллежал Н. А., Емельянов И. Я. «Атомная энергия», 1976, т. 40, вып. 2, с. 117.
4. Емельянов И. Я. и др. Докл. на Междунар. конф. МАГАТЭ по ядерной энергетике и ее топливному циклу. Зальцбург, 2—13 мая 1977, IAEA-36-CN/341.
5. Батуров Б. Б. и др. Там же, IAEA-36-CN/325.
6. Доллежал Н. А. и др. В кн.: Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетики. Т. 1. Обнинск, изд. ФЭИ, 1974, с. 149.
7. Доллежал Н. А. и др. Там же, т. 2, с. 233.

Программа и состояние работ по быстрым реакторам в СССР

КАЗАЧКОВСКИЙ О. Д., МЕШКОВ А. Г., МИТЕНКОВ Ф. М., ВАСИЛЕНКО К. Т., ГРЯЗЕВ В. М., КИСЕЛЕВ Г. В., КОЧЕТКОВ Л. А., ЛЫТКИН В. Б., ПАХОМОВ В. В., САВИН Н. И., ТРОЯНОВ М. Ф., ШИРЯЕВ В. И., ЦЫКАНОВ В. А., ЮРЧЕНКО Д. С.

Развитие ядерной энергетики, основанной на делении тяжелых ядер, является единственной реальной альтернативой расширения топливной базы энергетики. В настоящее время АЭС с тепловыми реакторами успешно конкурируют с обычными электростанциями, однако дальнейшее развитие ядерной энергетики до масштабов, при которых она будет обеспечивать существенный вклад в общую выработку электрической и тепловой энергии, становится затруднительным вследствие низкой эффективности использования природного урана тепловыми реакторами.

Использование быстрых реакторов-размножителей позволяет решить эту проблему. Конечно, эффект от применения быстрых реакторов может проявиться заметным образом только тогда, когда их число в системе ядерной энергетики приблизится к числу тепловых реакторов. В связи с этим ускорение промышленного освоения быстрых реакторов и их внед-

рение в энергетику приведут к более рациональному использованию ресурсов ядерного топлива.

Если, например, рассматривать период в 35 лет и считать, что в первые 15 лет строятся только тепловые реакторы, а после этого и быстрые (в разумном соотношении), то к концу периода экономия в расходе природного урана по сравнению с чисто тепловой моделью развития составит 50% и примерно такая же экономия достигается в работе деления.

Так как цена природного урана является функцией масштабов его потребления, расходы в топливном цикле системы должны снизиться. Расчетные исследования показывают, что использование в ядерной энергетике быстрых реакторов с хорошими воспроизводящими свойствами позволяет не только намного сократить расход природного урана, но и наиболее гибко оптимизировать структуру ядерной энергетики по минимуму приведенных затрат, достигая значительной экономии по сравнению с использованием только тепловых реакторов.