

Опыт создания мощных энергетических реакторов в СССР

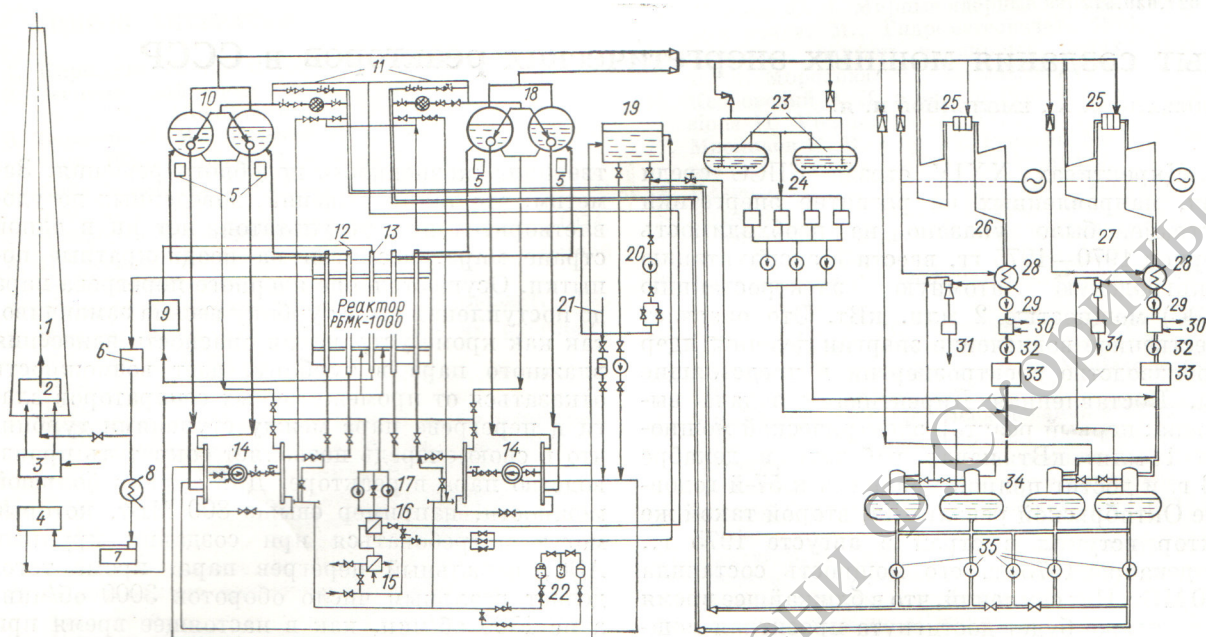
ДОЛЛЕЖАЛЬ Н. А., ЕМЕЛЬЯНОВ И. Я.

В Директивах XXIV съезда КПСС среди задач, направленных на развитие энергетики в стране, было указано на необходимость в период 1970—1975 гг. ввести в эксплуатацию Ленинградскую атомную электростанцию (ЛАЭС) мощностью 2 млн. кВт. Это означает существенное вовлечение энергии деления ядер в производство электроэнергии в предстоящие годы. Поставленная Директивами задача выполнена: первый реактор электрической мощностью 1 млн. кВт начал работать в декабре 1973 г. и достиг полной мощности к 57-й годовщине Октябрьской революции; второй такой же реактор вступил в строй в августе 1975 г., и к декабрю 1975 г. его мощность составила ~900 МВт. Нет сомнений, что в ближайшее время на нем также будет достигнута проектная мощность. Ленинградская атомная электростанция, носящая имя великого Ленина, оснащена уран-графитовыми реакторами канального типа (РБМК), неоднократно описанными в литературе [1—4]. Теоретические и инженерные основы этого реактора разработаны и проверены на практике в Советском Союзе, поэтому он по праву может считаться советским типом реактора. Строительство и ввод в эксплуатацию реакторов ЛАЭС означает, что пройден еще один важный этап на пути совершенствования и развития этого типа реакторов, зарождение которого относится к концу 40-х годов, когда создавались первые такие реакторы, в том числе реактор Первой в мире АЭС в Обнинске. Следующим этапом был пуск в 1958 г. реактора Сибирской АЭС, фильм о которой, в частности, был продемонстрирован в том же году участникам Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве. Вслед за этим в 1964 г. был введен в строй канальный уран-графитовый реактор на Белоярской АЭС имени И. В. Курчатова. В 1967 г. там же был пущен второй реактор электрической мощностью 200 тыс. кВт. Эти реакторы, отвечая по существу той же технической идее, имеют принципиальное отличие, заключающееся в том, что, во-первых, их топливные каналы охлаждаются кипящей водой, а, во-вторых, образующийся пар перегревается в особых каналах в том же реакторе. Более чем 12-летняя работа реакторов БАЭС под-

твердила жизнеспособность подобного решения. Заметим, что таких решений, доведенных до удовлетворительных результатов, нет ни в одной стране мира, несмотря на неоднократные попытки. Осуществление ядерного перегрева пара до поступления его в турбину весьма заманчиво, так как кроме устранения опасности занесения влажного пара в турбину, дает возможность отказаться от промежуточных сепараторов влаги и перегрева пара между ступенями турбин, что в свою очередь позволяет сократить производство пара в реакторе. Для турбин большой мощности, например свыше 800 МВт, которые могут потребоваться при создании крупных АЭС, начальный перегрев пара, кроме того, делает реальным число оборотов 3000 об/мин, а не 1500 об/мин, как в настоящее время при работе на насыщенном паре. Немаловажно также и повышение КПД всей установки в целом.

Реакторы ЛАЭС, как и ряда других строящихся в настоящее время АЭС, не имеют каналов для перегрева пара и выдают сухой пар, получаемый в каналах с кипящей водой по одноконтурной схеме и направляемый непосредственно в турбины. Следствием этого является необходимость включения между ступенями турбин сепараторов влаги и перегревателей пара. Несомненно, очередной этап совершенствования канальных уран-графитовых реакторов — введение в активную зону каналов для перегрева пара. Это уже реакторы следующих поколений. Их мощность 2—3 млн. кВт (эл.); надежная работа таких реакторов будет базироваться на опыте эксплуатации ныне строящихся реакторов с их сложной физикой больших активных зон и использовании современных вычислительных машин для своевременного распознавания происходящих в активных зонах явлений и воздействия на органы автоматического управления. Надо думать, что развитие научно-технического прогресса в предстоящие годы, в частности в области металловедения, физической химии, приборостроения, позволит приступить к реализации этих идей уже в ближайшие 5—10 лет.

Принципиальная тепловая схема ЛАЭС им. В. И. Ленина показана на рис. 1. Она представляет одноконтурную схему, мало отлича-



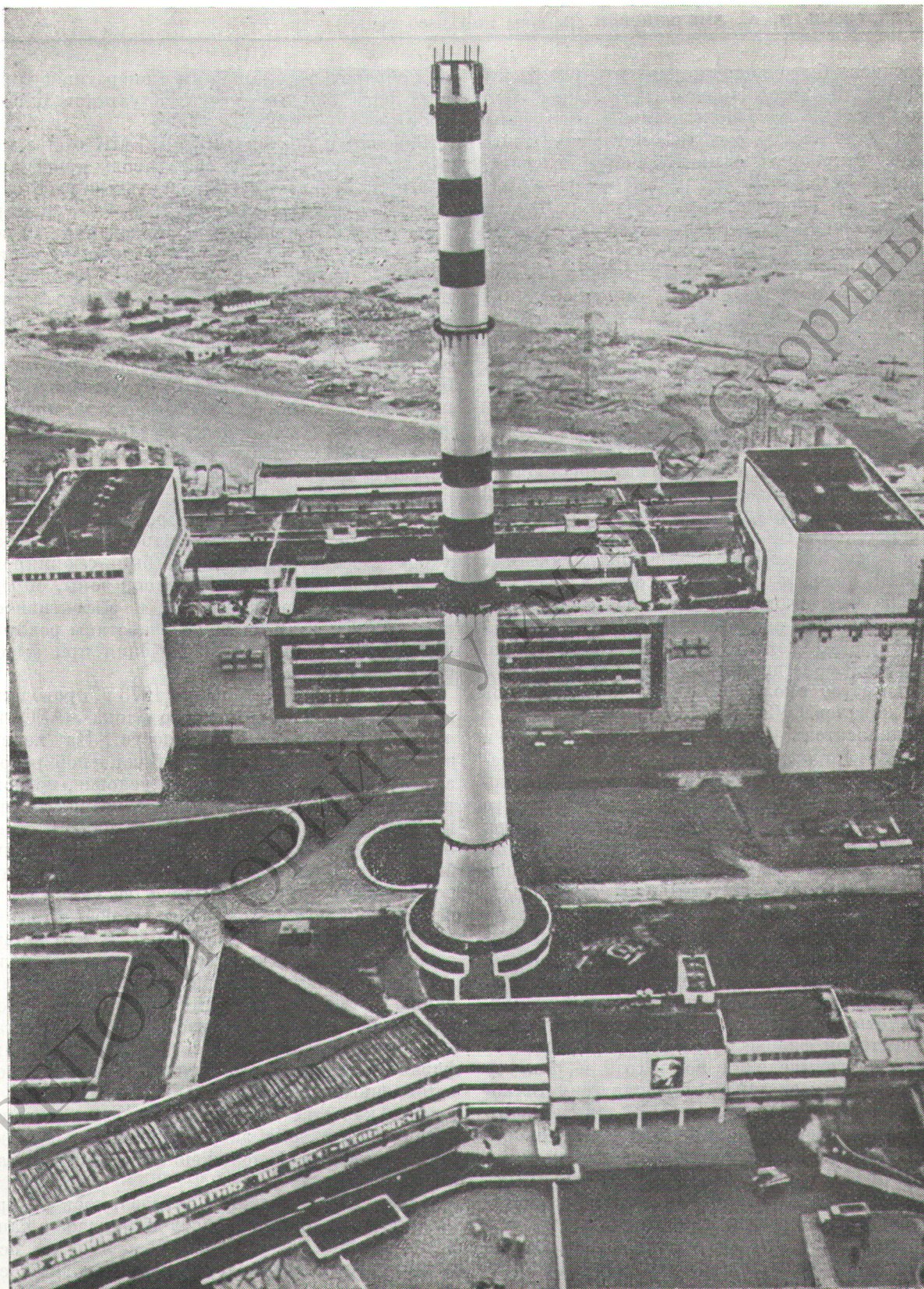
Р и с. 1. Принципиальная тепловая схема ЛАЭС:

1 — вентиляционная труба; 2 — мокрый газгольдер; 3 — газгольдер выдержки; 4 — установка очистки гелия; 5 — система КГО; 6 — контроль целостности технологических каналов; 7 — компрессор; 8 — конденсатор газового контура; 9 — насосно-теплообменная установка СУЗ; 10 — сепараторы; 11 — узлы регулирования; 12 — топливный канал; 13 — канал СУЗ; 14 — насос ЦВН-7 (4 шт.); 15 — доохладитель; 16 — регенераторы; 17 — насосы расхолаживания; 18 — сепараторы; 19 — баки АПН; 20 — аварийный питательный насос; 21 — сжатый воздух; 22 — система аварийного охлаждения реактора; 23 — барботеры; 24 — технологические конденсаторы; 25 — сепараторы-перегреватели; 26 — турбогенератор ТГ-1; 27 — турбогенератор ТГ-2; 28 — конденсаторы; 29 — конденсатные насосы КН-I; 30 — конденсатоочистка; 31 — установки сжижения гремучей смеси; 32 — конденсатные насосы КН-II; 33 — подогреватели низкого давления; 34 — деаэраторы (7 ат); 35 — питательные электронасосы

щуюся от известных схем кипящих реакторов. Отличие состоит лишь в конструкции реактора, в данном случае уран-графитового канального реактора типа РБМК-1000. При оценке положительных качеств реактора такого типа приводятся следующие соображения: наличие большого опыта конструирования и эксплуатации таких реакторов; отсутствие специфических и новых технологических процессов, что позволяет машиностроительной промышленности выполнять заказы без больших затрат на переоборудование заводов, а следовательно, в достаточно короткие сроки; возможность создания реакторов любых размеров с использованием серийных элементов и узлов, т. е. для увеличения единичной мощности канальных реакторов практически нет ограничений; конструктивное разделение замедлителя и теплоносителя, что позволяет достаточно гибко выбирать применяемые для них вещества и материалы и тем самым обеспечивать эффективный теплосъем в активной зоне при хорошем балансе нейтронов; возможность перегрузки топлива на работающем

реакторе без снижения мощности, что улучшает экономические показатели атомной электростанции, поскольку в этом случае практически не требуется запаса реактивности на выгорание топлива; упрощение контроля за состоянием каждого канала, возможность оперативной замены потерявших герметичность топливных сборок; реализация многопетлевого контура охлаждения реактора, выполненного из трубопроводов малого диаметра, что повышает безопасность установки; возможность легко приспособить их к условиям топливного рынка; возможность непрерывного внедрения новых конструктивных элементов и узлов с использованием новейших достижений технологии производства ядерного топлива и реакторных материалов; удобство и простота введения в схему АЭС ядерного перегрева пара.

Развитие канальных уран-графитовых реакторов неразрывно связано с прогрессом в технологии реакторных материалов. Была поставлена задача создать энергетический реактор, который при удовлетворительном топливном цикле



Р и с. 2. Общий вид действующей ЛАЭС. Фото В. Волкова

обеспечивал бы достаточно удовлетворительный КПД АЭС. Для этого прежде всего нужны новые жаропрочные конструкционные материалы, обладающие низким сечением поглощения нейтронов. Такие материалы — сплавы на основе циркония для изготовления каналов — были созданы. По аналогии с БАЭС для реакторов РБМК была принята одноконтурная тепловая схема, а в качестве теплоносителя выбрана обычная кипящая вода. Это решение основывалось на многолетнем опыте работы кипящих реакторов.

Цилиндрическая кладка реактора РБМК состоит из отдельных графитовых колонн с осевыми отверстиями, в которых размещаются топливные каналы и каналы СУЗ. Топливный канал представляет собой трубную конструкцию, центральная часть которой, располагающаяся в активной зоне и выполненная из циркониевого сплава, соединена с верхней и нижней частями из нержавеющей стали с помощью специальных переходников. В топливном канале размещается кассета с двумя тепловыделяющими сборками, каждая из которых состоит из 18 твэлов. Твэл представляет собой трубку из циркониевого сплава размером $13,5 \times 0,9$ мм, заполненную таблетками из двуокиси урана. В активной зоне диаметром 11,7 и высотой 7 м располагается около 1700 топливных каналов и 195 каналов СУЗ.

Теплоноситель — вода подводится снизу к каждому каналу, нагревается до кипения и частично испаряется в активной зоне. Образующаяся паро-водяная смесь отводится от каждого канала в сепараторы. Насыщенный пар при давлении 70 ат направляется к двум турбинам по 500 тыс кВт. каждая, а отсепарированная вода, смешиваясь с питательной водой, главными циркуляционными насосами подается на вход в каналы через систему раздающих коллекторов. Реактор оснащен: системой управления и защиты, которая по определенным сигналам переводит реактор на другие уровни мощности вплоть до вывода в подкритическое состояние; системой физического контроля распределения энерговыделения по высоте и радиусу активной зоны; системой контроля герметичности оболочек твэлов; системой поканального контроля и регулирования расхода теплоносителя; системой контроля целостности каналов в реакторе. В связи с большим числом контролируемых параметров применяется автоматическая система централизованного контроля, позволяющая измерять и регистрировать параметры блока. Система включает цифровую ЭВМ

для обработки информации и оперативного расчета ряда важных для эксплуатации параметров.

Рабочий проект реактора РБМК был закончен к 1969 г., в том же году заводы приступили к его изготовлению. Строительные работы на площадке развернулись в 1968 г., а в марте 1971 г. начался монтаж оборудования. 10 сентября 1973 г. в реактор была загружена первая тепловыделяющая сборка, начался физический пуск реактора. Создание крупнейшего в мире канального ядерного реактора за такой короткий срок стало возможным благодаря тому, что за плечами инженерно-технических работников был более чем 20-летний опыт успешной эксплуатации подобных реакторов. В процессе физического пуска проведена загрузка каналов топливными сборками и стержнями дополнительных поглотителей. В ряде зафиксированных промежуточных состояний осуществлялась критичность реактора для проведения экспериментов по определению нейтронно-физических характеристик. В результате была сформирована начальная загрузка активной зоны, определены эффекты реактивности и эффективность стержневой регуляции, выработаны рекомендации по порядку их извлечения при выводе реактора на мощность.

С 14 ноября по 21 декабря 1973 г. проводился энергетический пуск первого блока ЛАЭС, началось освоение его мощности. На первых этапах в качестве критерия безопасной работы активной зоны было принято условие, по которому исключалась возможность возникновения кризиса теплообмена в канале с максимальной мощностью и минимальным расходом воды. Мощность блока последовательно ступенями поднималась до 500 МВт, а весной 1974 г. после подключения второго турбогенератора она была увеличена до 600 МВт. В этот период особое внимание уделялось исследованию полей энерговыделения в активной зоне, их выравниванию и стабилизации. Для контроля за состоянием активной зоны до ввода в действие штатной системы использовался комплекс программ физического и теплотехнического расчета, подготовленный для внешней ЭВМ, но использующий в качестве исходных данных показания датчиков контроля энерговыделения, расходомеров, указателей положения стержневой управления и т. д.

В результате расчетов определялось распределение мощностей и запасов до кризиса в каналах реактора; соответственно мощностям осуществлялось распределение расхода теплоноси-

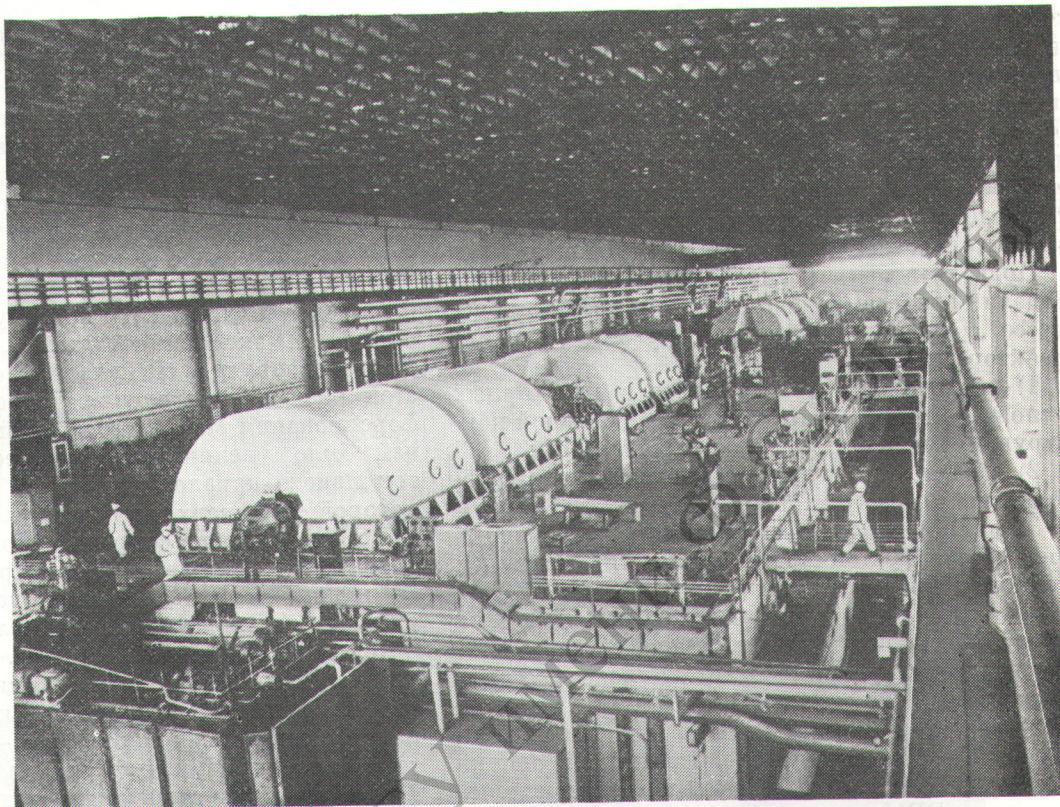


Рис. 3. Машинный зал ЛАЭС

теля по каналам. В июле 1974 г. блок был выведен на мощность ~ 800 МВт. На этой мощности была окончательно отлажена и сдана в эксплуатацию штатная система оперативного контроля состояния активной зоны, использующая проектные алгоритмы расчета запасов до кризиса и теплотехнической надежности. 1 ноября 1974 г. головной блок с реактором РБМК был выведен на номинальную мощность 1 млн. кВт.

Все основные параметры реактора и блока в целом соответствовали проектным.

Монтаж оборудования второго блока ЛАЭС был проведен за два года. В мае 1975 г. началась загрузка реактора и осуществлен его физический пуск, а уже в октябре блок был выведен на мощность ~ 800 МВт. На рис. 2 показан общий вид действующей Ленинградской АЭС им. В. И. Ленина. На рис. 3 представлен общий вид машинного зала с четырьмя турбинами К-500-65. Опыт, полученный в процессе пуска первого блока, позволил более чем вдвое сократить продолжительность основных этапов освоения мощности на втором блоке. Следует

ожидать, что период проведения пуско-наладочных работ может быть сокращен еще более. Для этого необходимо создать типовые программы, оптимизированные по результатам наладки и пуска первых блоков, как это сделано, например, в программе «Физический пуск АЭС с реакторами типа РБМК». Объем пуско-наладочных работ должен определяться испытаниями установленного оборудования и комплексными испытаниями, а из исследовательских работ целесообразны, видимо, лишь те, при проведении которых на предшествующих блоках получены результаты, оказавшиеся в данном случае по тем или иным причинам неприемлемыми.

Первый год эксплуатации ЛАЭС подтвердил высокую работоспособность реактора и основного оборудования станции. По результатам пуско-наладочных работ введены необходимые изменения в конструкцию некоторых узлов, технологическую схему и режимы работы, корректируются проектные материалы, разрабатываются и реализуются мероприятия, направленные на улучшение характеристик последующих блоков с реактором РБМК. За время

эксплуатации остановки реактора были связаны в основном с необходимостью своевременной выгрузки из реактора дополнительных поглотителей и догрузки активной зоны топливом. После отладки процесса перегрузки каналов на работающем реакторе с помощью перегрузочной машины (рис. 4) число остановок будет приведено в соответствие с графиком проведения планово-предупредительных ремонтов.

Подводя итоги, можно перечислить основные задачи, которые были успешно решены в процессе создания канального уран-графитового реактора РБМК:

1) разработаны и проверены в реакторных условиях циркониевые сплавы — основной конструкционный материал активной зоны;

2) создано герметичное соединение нержавеющей стали — циркониевый сплав;

3) разработана конструкция тепловыделяющей сборки, устойчиво работающая в кипящем теплоносителе;

4) созданы внутризонные датчики контроля энерговыделения и на их основе системы контроля, регулирования и стабилизации полей энерговыделения;

5) разработана система и алгоритмы централизованного контроля и оперативной оценки состояния тепловыделяющих сборок с использованием ЭВМ;

6) созданы условия эффективного отвода тепла от графитовой кладки к теплоносителю;

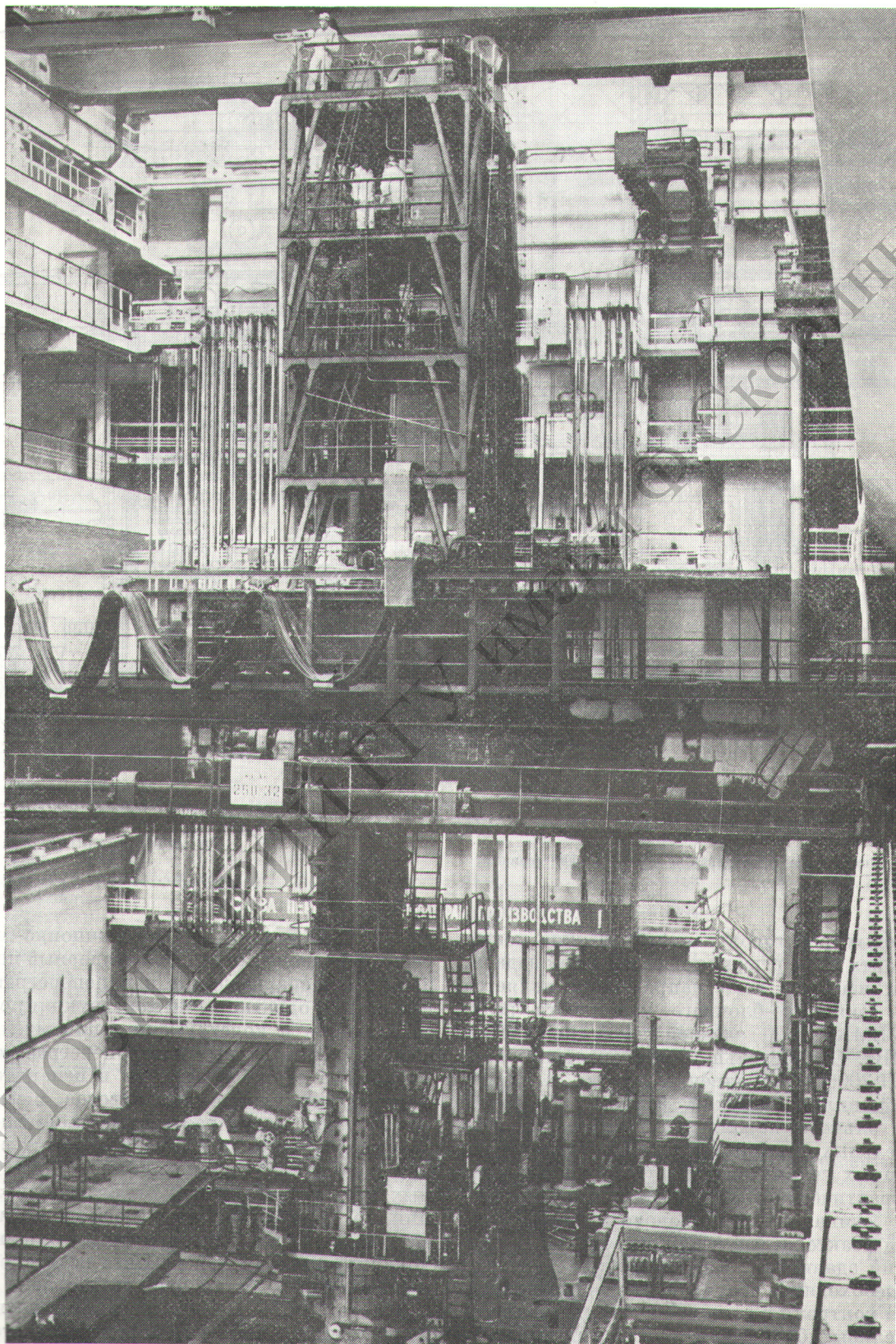
7) отработаны режимы эксплуатации мощных ядерных реакторов в комплексе с турбиной мощностью 500 МВт на насыщенном паре.

ЛАЭС — головная в серии строящихся в СССР АЭС с реакторами такого типа. В настоящее время заканчиваются работы по монтажу оборудования на первом блоке Курской АЭС и ведется интенсивная подготовка к пуску реактора. Идет монтаж реактора на первом блоке Чернобыльской АЭС, развернуто строительство Смоленской АЭС. Каждая из названных станций будет включать четыре блока с реактором РБМК электрической мощностью 1000 МВт каждый. Принято решение о строительстве второй очереди ЛАЭС из двух блоков и еще нескольких АЭС с реакторами РБМК.

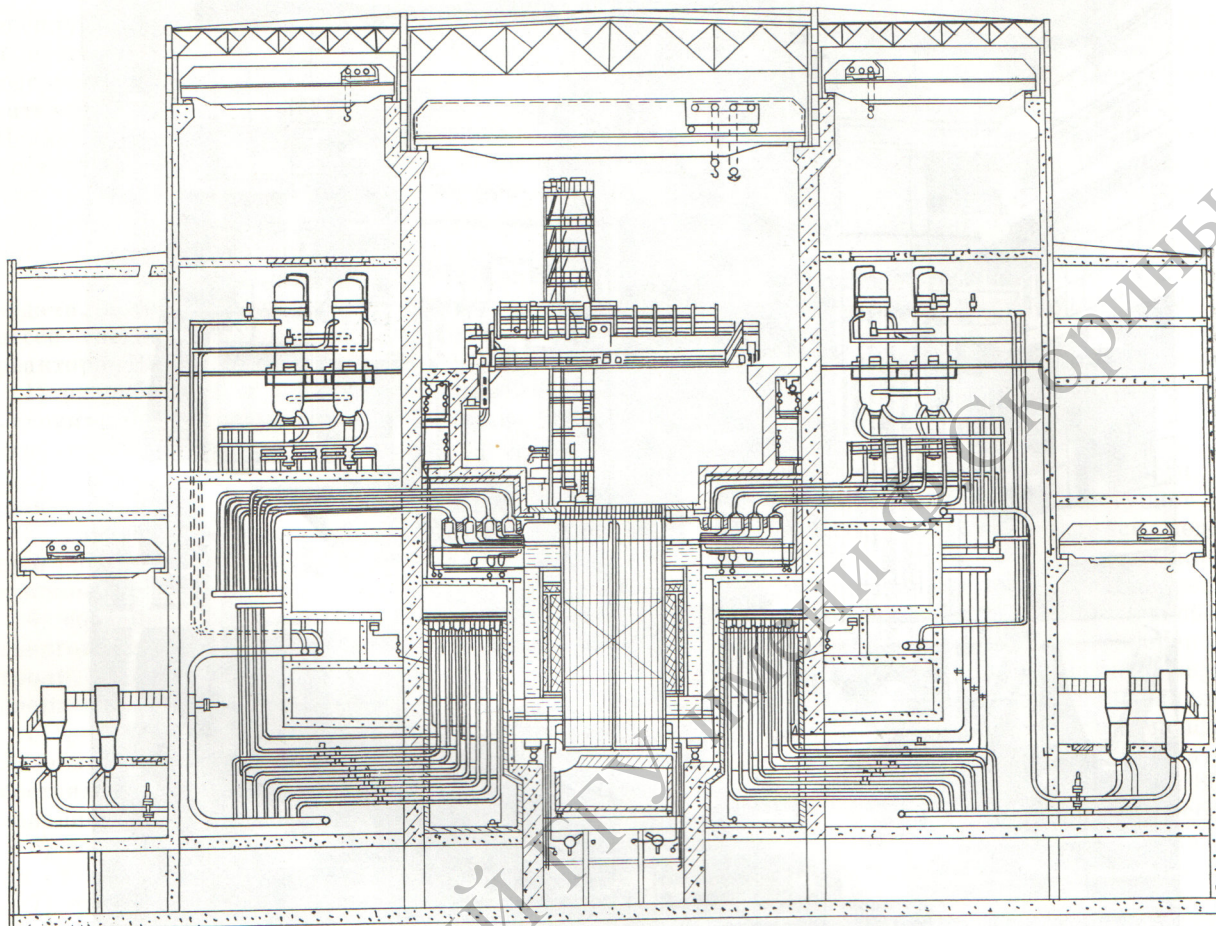
Советские канальные уран-графитовые реакторы типа РБМК единичной мощностью 1000 МВт являются шагом вперед в развитии канальных реакторов. Анализ характеристик реактора после достижения номинальной тепловой мощности 3200 МВт показал, что в его конструкции имеются резервы. Ряд параметров, определяющих предельную мощность

реактора, таких, как температура металлоконструкций и графитовой кладки, в действительности оказались несколько ниже расчетных. Поэтому естественно возник вопрос: нельзя ли путем введения минимальных изменений конструкции отдельных сборок увеличить мощность? Идея была подкреплена тем, что главные циркуляционные насосы типа ЦВН-7 имеют необходимый запас в развиваемом ими напоре. Коллектив создателей реактора РБМК с воодушевлением приступил к конструкторским, расчетным и экспериментальным исследованиям для обоснования технической осуществимости этой идеи и определения допустимого уровня форсирования мощности. Самой главной задачей было увеличение критической мощности топливного канала, т. е. такой мощности, при которой на поверхности твэлов наступает кризис теплообмена, сопровождающийся недопустимым повышением температуры циркониевой оболочки. Эта задача была успешно решена введением в штатную тепловыделяющую сборку интенсификаторов теплообмена. Проверено несколько вариантов конструкции интенсификаторов, оптимальным из которых оказался вариант с применением решеток — интенсификаторов с осевой закруткой потока теплоносителя. Такие решетки устанавливаются с шагом 80 мм только на верхней тепловыделяющей сборке длиной 3,5 м. Стендовые испытания показали, что критическая мощность канала РБМК с интенсификаторами теплообмена увеличивается в ~1,5 раза. Прошло менее года, и в июле 1975 г. был выпущен технический проект реактора РБМК-1500, который показал техническую возможность увеличения полезной мощности реактора РБМК до 1500 МВт за счет интенсификации теплообмена в топливных каналах при сохранении неизменной конструкции реактора в целом. Ряд вопросов, безусловно, требует проведения дополнительных исследований (например, ресурсных виброизносных испытаний тепловыделяющих сборок с интенсификаторами), однако основная часть вопросов успешно решена и технически обоснована. Технический проект реактора РБМК-1500 утвержден, принято решение о строительстве АЭС с реакторами этого типа.

Интенсивное развитие ядерной энергетики и стремление к увеличению единичной мощности реакторов ставит перед специалистами задачу разработки такой конструкции, которая позволяла бы сооружать реакторы из унифицированных и стандартных узлов, т. е. без перестройки машиностроительной базы и усложнения монтажа реактора. Возможности уран-



Р и с. 4. Разгрузочно-загрузочная машина для РБМК-1000

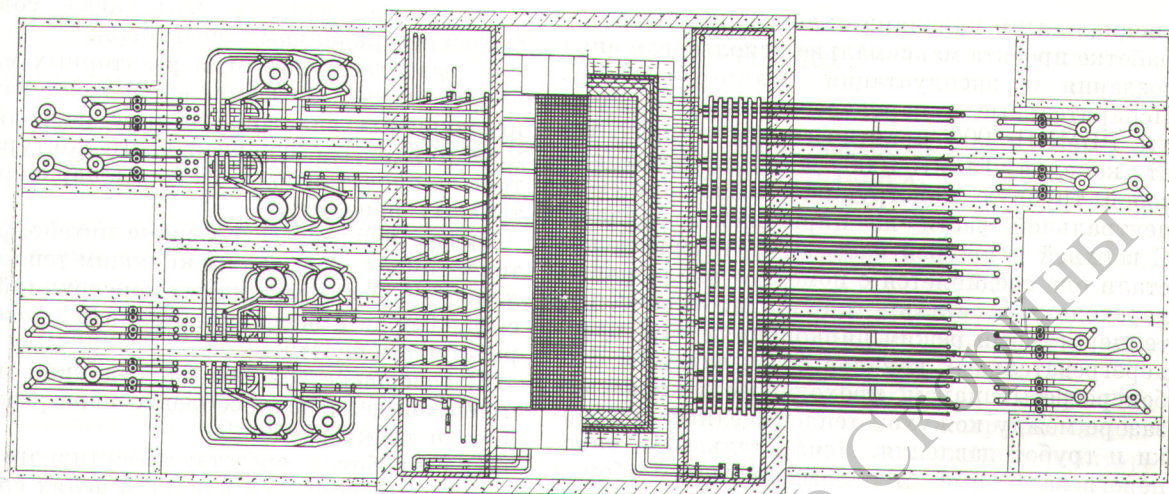


Р и с. 5. Компоновка оборудования РБМКП-2000 (разрез)

графитовых реакторов канального типа позволили найти пути решения поставленной задачи. Первым шагом в этом направлении является проект секционно-блочного канального реактора РБМКП-2000 электрической мощностью 2000 МВт. Отличительная особенность проекта РБМКП-2000 — выполнение его не в традиционной цилиндрической форме, а в форме прямоугольного параллелепипеда, состоящего из отдельных секций (рис. 5, 6). Применение однотипных секций позволяет сооружать реакторы практически любой мощности с использованием одинаковых компоновочных решений как для реактора, так и для строительных конструкций здания [5]. Каждая секция включает в себя необходимое оборудование, органы управления и контроля и состоит из отдельных транспортируемых блоков. Особо следует выделить

то обстоятельство, что в секционно-блочном реакторе удобно организовать ядерный перегрев пара [6]. Испарительные и пароперегревательные секции однотипны по конструкции; отличие заключается в конструкции тепловыделяющих сборок испарительных и пароперегревательных каналов, а также в наличии в испарительных секциях циркуляционных насосов и сепараторов. Секции могут рассматриваться как самостоятельные зоны реактора, в которых возможно регулируемое изменение мощности в требуемых пределах и имеется определенная автономия по контуру охлаждающей воды и пара. Все это создает благоприятные условия для локализации аварий и ремонта некоторого оборудования без остановки реактора.

Реактор РБМКП-2000 состоит из восьми испарительных, четырех пароперегревательных



Р и с. 6. Компоновка оборудования РБМКП-2000 (план)

и двух торцовых секций. Каждая секция имеет верхние и нижние блоки с разводкой трубопроводов, боковые блоки, опоры, графитовую кладку, испарительные или пароперегревательные каналы. Боковые секции выполняют в основном функции отражателей нейтронов и снабжены

Основные характеристики канальных реакторов большой мощности

Характеристика	РБМК-1000	РБМК-1500	РБМКП-2000
Электрическая мощность, МВт	1000	1500	2000
Тепловая мощность реактора, МВт	3200	4800	5400
КПД, %	31,3	31,3	37,0
Размеры активной зоны, м:			
высота	7	7	6
диаметр (ширина × длину)	11,8	11,8	7,75 × 24
Число каналов:			
испарительных	1693	1661	1744
пароперегревательных	—	—	872
Загрузка урана, т	192	189	226
Обогащение, %	1,8	1,8	1,8/2,2
Среднее выгорание урана в выгружаемых каналах, Мвт·сут/кг:			
испарительный канал	18,1	18,1	20,2
пароперегревательный канал	—	—	18,9
Размеры оболочек твэлов (диаметр × толщину), мм:			
испарительный канал	13,5 × 0,9	13,5 × 0,9	13,5 × 0,9
пароперегревательный канал	—	—	10 × 0,3
Материал оболочек твэлов:			
испарительный канал	Циркониевый сплав	Циркониевый сплав	Циркониевый сплав
пароперегревательный канал	—	—	Нержавеющая сталь
Расход воды через реактор, т/ч	37 500	29 000	39 300
Давление в сепараторах, ат	70	70	85
Паропроизводительность реактора, т/ч	5800	8800	8580
Расход пара на турбины, т/ч	5400	8200	7580
Параметры пара перед турбинами:			
давление, ат	65	65	65
температура, °С	280	280	450

специальными каналами охлаждения. При разработке проекта максимально использован опыт создания и эксплуатации реактора РБМК. Испарительные и пароперегревательные каналы РБМКП-2000 практически не отличаются от каналов РБМК-1000, т. е. представляют собой трубную конструкцию, выполненную в центральной части из циркониевого сплава. С верхней и нижней частями из нержавеющей стали она соединяется с помощью аналогичных переходников сталь — цирконий. Требуемый температурный режим циркониевых труб пароперегревательных каналов обеспечивается слабоперегретым паром, проходящим в кольцевом зазоре между кожухом тепловыделяющей сборки и трубой давления. Испарительные и пароперегревательные тепловыделяющие сборки идентичны по конструкции, однако твэлы пароперегревательных каналов отличаются от твэлов испарительных: вместо оболочки из циркониевого сплава размером $13,5 \times 0,9$ мм применяется оболочка из нержавеющей стали наружным диаметром 10 мм и толщиной стенки 0,3 мм. В отличие от реактора РБМК, где верхние и нижние опорно-защитные металлоконструкции заполнены серпентинитовой засыпкой с малым коэффициентом теплопроводности, в реакторе РБМКП-2000 осуществлено их термостатирование путем заполнения водой.

Циркуляция теплоносителя осуществляется следующим образом. Из деаэратора питательная вода подается в опускные трубы сепараторов, смешивается с насыщенной водой и циркуляционными насосами подается в испарительные каналы реактора. Паро-водяная смесь из каналов поступает в сепараторы. Насыщенный пар направляется в пароперегревательные каналы, нагревается до 450°C и при давлении 65 ат подается по паропроводам к двум турбинам мощностью 1000 МВт каждая. В таблице приведены основные характеристики канальных уран-графитовых реакторов большой мощности РБМК-1000 и РБМК-1500 с кипящим теплоносителем и РБМКП-2000 с ядерным перегревом пара.

Особенности канальных реакторов позволяют постоянно и непрерывно их модернизировать, поэтому технико-экономические показатели АЭС с такими реакторами будут улучшаться. Это наглядно демонстрирует проект реактора РБМКП-2000, где применен прогрессивный секционно-блочный принцип конструкции реактора, возможности которого трудно переоценить. Успешное решение ряда следующих задач

позволит осуществить дальнейшее совершенствование канальных реакторов:

1) развитие технологии реакторных материалов, в том числе создание высокотемпературных циркониевых сплавов, которые позволят поднять параметры испарительного контура реактора и смогут использоваться в пароперегревательных каналах;

2) дальнейшее исследование интенсификации теплообмена в каналах с кипящим теплоносителем, разработка различных конструкций интенсификаторов и экспериментальная проверка их работоспособности;

3) совершенствование конструкции каналов и тепловыделяющих сборок с перегревом пара внутри реактора;

4) разработка средств эффективного теплоотвода от графитовой кладки в целях снижения температуры графита и использования для заполнения кладки азота вместо гелия;

5) совершенствование средств обеспечения безопасности реакторной установки как путем увеличения числа циркуляционных петель и уменьшения диаметра трубопроводов, так и путем создания более эффективных систем аварийного охлаждения активной зоны и локализации выбросов теплоносителя;

6) исследование возможностей регулирования реактора с помощью жидкостного поглотителя.

Высокая надежность канальных уран-графитовых реакторов, относительная простота изготовления, возможности достижения высокой безопасности в случае повреждения трубопроводов контура охлаждения и практически неограниченного увеличения мощности, возможность перегрузки топлива на работающем реакторе, гибкость топливного цикла, удобство введения ядерного перегрева пара и ряд других достоинств делают этот советский тип реактора одним из основных в большой энергетике страны и создают благоприятную перспективу для их дальнейшего совершенствования и развития.

Поступила в Редакцию 14/XI 1975 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Петросьянц А. М. От научного поиска к атомной промышленности. М., Атомиздат, 1972.
2. Атомной энергетике XX лет. М., Атомиздат, 1974.
3. Емельянов И. Я. и др. В сб.: Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетики. Т. 2. Обнинск, изд. ФЭИ, 1974, с. 166.
4. Александров А. П. и др. Там же. Дополнительный выпуск, с. 3.
5. Доллежал Н. А. [3], с. 233.
6. Доллежал Н. А. и др. «Вопросы атомной науки и техники. Серия: реакторостроение». Вып. 2 (9). М., ЦНИИАтоминформ, 1974.