

Опыт эксплуатации Белоярской АЭС

Н. А. ДОЛЛЕЖАЛЬ, П. И. АЛЕЩЕНКОВ, Ю. В. ЕВДОКИМОВ, И. Я. ЕМЕЛЬЯНОВ,
Б. Г. ИВАНОВ, Л. А. КОЧЕТКОВ, М. Е. МИНАШИН, Ю. И. МИТЯЕВ,
В. П. НЕВСКИЙ, Г. А. ШАШАРИН, В. Н. ШАРАПОВ, К. К. ОРЛОВ

УДК 624.039.524.2:621.311.25

Белоярская АЭС (БАЭС) им. И. В. Курчатова является первой в мире опытно-промышленной электростанцией с ядерным перегревом пара. Как известно [1, 2], она состоит из двух блоков электрической мощностью по 100 и 200 Мвт и представляет собой дальнейшее развитие идей и принципов, заложенных в конструкцию Первой АЭС в Обнинске. Размеры, конструкции и число рабочих каналов в обоих реакторах в основном одинаковы. Рабочие каналы содержат по шесть твэлов трубчатого типа, причем теплопередающая поверхность твэлов II блока на ~32% больше, чем I блока. Применение трубчатых твэлов с односторонним охлаждением является принципиальной особенностью реакторов БАЭС, исключающей попадание осколочной активности в контур теплоносителя при любых повреждениях твэлов. Основное отличие I и II блоков БАЭС состоит в тепловой схеме: на I блоке применена двухконтурная схема, на II блоке — одноконтурная.

Общие вопросы эксплуатации

Строительство и ввод в эксплуатацию БАЭС характеризуются следующими данными:

	I блок	II блок
Начало строительства	1958 г.	
Достижение критичности	3/IX 1963 г.	Октябрь 1967 г.
Первое включение в сеть	26/IV 1964 г.	29/XII 1967 г.
Достижение проектной мощности	Сентябрь 1967 г.	—
Максимальная достигнутая мощность	105 Мвт	170 Мвт (июль 1969 г.)

С апреля 1964 г. до июля 1967 г. I блок эксплуатировался с использованием для перегрева пара испарительных каналов (ИК), установленных вместо пароперегревательных каналов (ППК). В этот период средняя температура перегрева пара не превышала 400—410°С, а электрическая мощность — 60—70 Мвт. В ноябре 1966 г. в I блок были установлены 20 опытных ППК, рассчитанных на температуру перегрева пара до ~510°С, а в июле — августе 1967 г. все использовавшиеся для перегрева пара ИК были заменены на штатные ППК. Вскоре после этого I блок был выведен на проектную мощность.

Выработка электроэнергии блоком представлена в табл. 1. Средние характеристики, при которых эксплуатировался I блок до и после установки штатных ППК, приведены в табл. 2. Как видно из табл. 1 и 2, загрузка штатных ППК привела к существенному улучшению таких важных показателей АЭС, как темпе-

Выработка электроэнергии (E), коэффициенты использования установленной мощности (Ф) и календарного времени (КВ) на I и II блоках БАЭС

Таблица 1

Блок	Характеристика	1964	1965	1966	1967	1968	За 9 месяцев 1969 г.	Всего на 1/X 1969 г.
I	E, Гвт·ч	158,3	391,1	415,5	434	541	464	2404
	Ф, %	26,4	44,6	47,4	49,5	61,6	71,0	—
	КВ, %	—	72,4	76,4	64,7	69,1	76,3	—
II	E, Гвт·ч	—	—	—	1,1	765,3	868,2	1635
	Ф, %	—	—	—	—	43,6	66,5	—
	КВ, %	—	—	—	—	79,9	89,8	—

Средние характеристики I блока БАЭС до и после установки штатных ППК

Таблица 2

Характеристика	До установки штатных ППК	После установки штатных ППК
Давление пара перед турбиной, атм	60—64	80—85
Температура пара перед турбиной, °C	395—405	490—505
Давление отработанного пара, атм	0,09—0,11	0,035—0,04
Расходы воды I контура, т/ч	1400	2300—2400
Давление в сепараторах, атм	95—100	120—130
К. п. д. брутто, %	29—32	35—36
Удельный расход пара, кг/квт·ч	4,6—4,9	3,8—4,0
Расход электроэнергии на собственные нужды, %	10—12	7—9

ратура пара, к. п. д., энерговыработка и др. В I квартале 1969 г. к. п. д. брутто I блока составил 35,8%. В январе 1969 г. успешно опробована работа I блока на мощности 105 Мвт.

Пуск II блока осуществлялся при неполной загрузке реактора: 452 ИК и 138 ППК вместо 732 ИК и 266 ППК по проекту. В течение 1968 и 1969 гг. проводилось освоение мощности блока при постепенной догрузке рабочих каналов и извлечении временных двухпозиционных регулирующих стержней, установленных вместо некоторых рабочих каналов. К концу 1968 г. во II блоке осуществлена полная загрузка 732 ИК. Полная загрузка ППК проведена в сентябре 1969 г.

Поскольку II блок пускался и эксплуатировался с неполной загрузкой рабочих каналов, для него за прошедшее время показательным является коэффициент использования не установленной, а разрешенной мощности, который составил в 1968 г. 78,4%, а в первом полугодии 1969 г. 86,1%. Как видно из табл. 3, на II блоке средняя температура пара перед турбиной составляет 501° C, к. п. д. брутто практически доведен до проектной величины. После полной загрузки ППК и выполнения некоторых мероприятий будет осуществлено дальнейшее повышение мощности блока и доведение ее до проектной величины.

Из приведенных данных следует, что показатели обоих блоков БАЭС непрерывно улучшаются. Поскольку имеющиеся возможности

Некоторые проектные и фактические характеристики БАЭС (на 1/X 1969 г.)

Таблица 3

Характеристика	I блок		II блок	
	проект	фактически	проект	фактически
Число турбогенераторов типа К-100-90 (серийные)	1	1	2	2
Параметры пара перед турбиной:				
давление, атм	90	87	90	74
температура, °C	500	500	500	501
К. п. д., %:				
турбогенератора блока, брутто	32,8	—	39,3	—
ИК	35	36,5	37,8	36,6
Число ИК	730	730	732	732
Число ППК	268	266	266	266
Среднее выгорание урана, Мвт·сутки/кг:				
в ИК первой загрузки (1963 г.)	3,84	4,73	—	—
в ИК конструкции II блока	—	3,20	13,0	3,64
в ППК	—	4,42	20,0	6,30

еще далеко не исчерпаны, можно утверждать, что в дальнейшем технико-экономические показатели станции будут непрерывно улучшаться.

Пуск и расхолаживание блоков

Отработке режимов пуска I и II блоков уделялось большое внимание в связи с необходимостью надежного охлаждения рабочих каналов на всех режимах, особенно при переходе с водяного охлаждения ППК на паровое.

При разработке пусковых режимов исходили из того, что пуск каждого блока будет осуществляться с использованием только собственного тепла. Освоение и уточнение режимов пуска и расхолаживания блоков, перехода на кипение в ИК и на паровое охлаждение в ППК происходило без каких-либо трудностей, чему способствовало исследование различных режимов пуска на реакторе Первой в мире АЭС и на специальных стендах с электронагревом.

Пуск I блока подробно описан в работе [3]. Поэтому остановимся только на роли дополнительно установленного подогревателя питательной воды ПВД-9 (рис. 1). Источниками тепла ПВД-9 являются отборы острого пара, а во время пуска — горячая вода и паро-водя-

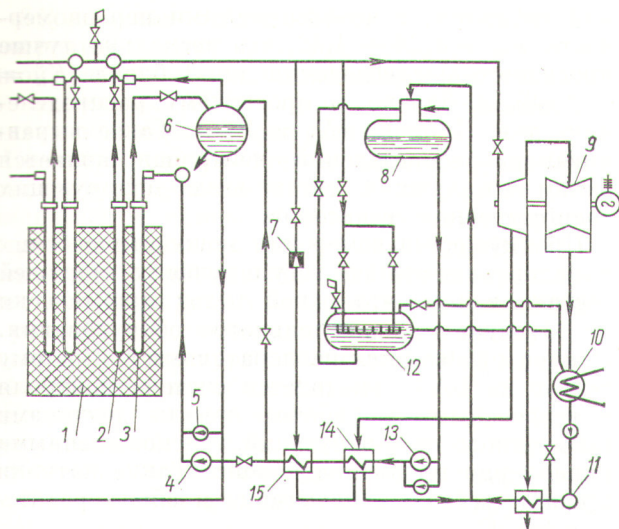


Рис. 1. Тепловая схема II блока БАЭС:

1 — реактор; 2 — ППК; 3 — НК; 4 — циркуляционный насос; 5 — аварийный насос; 6 — сепаратор пара; 7 — редукционно-увлажнительная установка; 8 — деаэрактор; 9 — турбогенератор; 10 — конденсатор; 11 — конденсатоочистка; 12 — бак-расширитель; 13 — питательный насос; 14 — подогреватель питательной воды; 15 — регулятор перегрева (ПВД-9).

ная смесь. Назначение ПВД-9 — регулирование температуры питательной воды и температуры пара на выходе из ППК на всех режимах, в том числе и при пуске блока. ПВД-9 позволяет постепенно повышать мощность блока от нуля (включение турбогенератора) до номинальной мощности и работать как угодно долго на любой промежуточной мощности. Обычно при пуске блоков ПВД-9 используются для понижения температуры пара на выходе из ППК.

Режим пуска II блока несущественно отличается от режима пуска I блока. Так, при пуске I блока образование уровня в сепараторах и переход на кипение в ИК осуществляются после перевода ППК на паровое охлаждение, в то время как при пуске II блока все эти операции происходят одновременно (с повышением мощности реактора). При расхолаживании блоков все операции проводятся в обратной последовательности.

Пуск и разогрев реактора из подкритического состояния до номинальной мощности занимает ~ 18 ч.

Работа основного оборудования

Рабочие каналы. Штатные ППК, установленные в реакторы I и II блоков во второй половине 1967 г., показали вполне надежную работу,

что позволило повысить максимальную температуру пара на выходе из ППК с 510 до 535°C . Среднее выгорание в ППК на 1/X 1969 г. указано в табл. 3. Среднее выгорание в отдельных ППК достигло $8,2 \text{ Мвт} \cdot \text{суток/кг У}$, а максимальное (в точке) — $11,5 \text{ Мвт} \cdot \text{суток/кг У}$.

Наименее удовлетворительную работу показали ИК, временно использовавшиеся для перегрева пара, что и ожидалось ввиду несвойственного им весьма напряженного в температурном отношении режима эксплуатации. Как уже отмечалось, эти каналы были заменены штатными ППК. Часть их в зависимости от выгорания использовалась затем в испарительном контуре.

Из ИК, загруженных в I блок в сентябре 1963 г., продолжает эксплуатироваться $\sim 70\%$ каналов. Эти каналы работают уже около шести лет, и среднее выгорание урана в них превысило проектное. В отдельных каналах выгорание составляет $6,5 \text{ Мвт} \cdot \text{суток/кг У}$, т. е. в $\sim 1,7$ раза выше проектного. Максимальное выгорание в центральной части канала составляет $8,5 \text{ Мвт} \cdot \text{суток/кг У}$.

Однако в целом надежность загрузки ИК 1963 г. оказалась недостаточной. Выход ИК из строя в основном был связан с дефектами в сварном соединении твэлов с трубками каналов, течами в компенсаторах линейных расширений и повреждением твэлов на концах. Выход из строя ИК в значительной степени был связан с хлорной коррозией под напряжением. Анализ причин выхода из строя ИК позволил осуществить конструктивные, технологические и режимные мероприятия, которые значительно повысили надежность ИК.

Главные циркуляционные насосы. С 1964 по 1968 г. I блок из-за повреждения этих насосов два раза останавливался и 13 раз мощность блока снижалась на $25\text{—}30\%$. Отказы насосов были обусловлены трещинами в никромовой рубашке, выходом из строя вентилятора обдува лобовых частей обмоток электродвигателя и ненадежной работой системы золотникового распределения. Ремонт насосов и устранение дефектов обычно требовали значительного времени. На II блоке установлены несколько модернизированных и поэтому более надежных насосов. Для повышения надежности охлаждения ИК в 1967 г. на I блоке были установлены два дополнительных главных циркуляционных насоса.

Графитовая кладка. Графитовая кладка обоих реакторов находится в атмосфере азота

под небольшим избыточным давлением (~ 20 мм вод. ст.). Вследствие подсосов воздуха и небольшой течи рабочих каналов в кладке присутствовали пары воды, O_2 , H_2 , CO_2 и следы хлора. Несмотря на то что графитовая кладка эксплуатировалась в более тяжелых условиях, чем это ожидалось, никаких неисправностей в ее работе обнаружено не было.

Измерения, проведенные на I блоке в 1968 г., не обнаружили изменения размеров отверстий под рабочие каналы в графитовых блоках. В настоящее время содержание хлора и кислорода в азоте поддерживается не выше $0,8 \cdot 10^{-4}$ и 0,3% соответственно. Максимальная температура графита составляет $700^\circ C$ [II блок при 160 Мвт (эл.)].

Трубопроводы, арматура, парогенераторы. Одна из отличительных особенностей БАЭС — большое число трубопроводов, их соединений, регулирующей и запорной арматуры. Несмотря на это, каких-либо заметных трудностей при эксплуатации оборудования не встретилось. Можно отметить только две течи в трубных досках парогенераторов I блока и заклинивание нержавеющей стали при подсоединении и отсоединении рабочих каналов от пароводопроводов.

Поскольку при эксплуатации БАЭС большие разрывы рабочих каналов практически отсутствовали, оказалось возможным отказаться от отключающих устройств, установленных на входе в каждый канал и предназначенных для отключения от контура текущего рабочего канала.

Контроль и регулирование

Распределение мощности рабочих каналов. Контроль распределения мощности в активной зоне энергетических реакторов чрезвычайно важен, так как только при знании фактической мощности рабочих каналов можно обеспечить их надежное охлаждение и осуществить выравнивание распределения нейтронов, что позволяет повысить мощность реактора.

На БАЭС впервые в СССР внедрен и освоен метод измерения радиальных полей нейтронов на работающем реакторе, основанный на определении эффективностей одинаковых участков регулирующих стержней [4]. Среднеквадратичная погрешность измерения мощности отдельного канала, определенная по γ -активности облученных ППК, составляет $\sim 5\%$. На обоих реакторах БАЭС достигнуто значительное выравнивание радиальных распределе-

ний нейтронов с коэффициентами неравномерности $K_n = 1,28 \div 1,30$, что несколько лучше проектного распределения для I блока ($K_n = 1,46$) и близко к проектному распределению для II блока ($K_n = 1,24$). Такое выравнивание распределений нейтронов является одним из лучших среди всех действующих энергетических реакторов.

Преимущество измерения мощности рабочих каналов с помощью регулирующих стержней состоит в том, что такой метод практически не требует дополнительного оборудования. Однако он является неоперативным*. Поэтому сейчас на БАЭС внедряется система контроля с встроенными в рабочие каналы датчиками нейтронного и γ -излучений, расположенными равномерно по активной зоне. Такие датчики прошли успешное испытание в обоих реакторах БАЭС.

Распределение расхода теплоносителя по ИК и ППК осуществляется в соответствии с их фактической мощностью с помощью вентилей, расположенных в коридоре обслуживания арматуры I контура [1]. Там же расположены ротаметры для измерения расхода теплоносителя. Система поканального измерения расхода теплоносителя оказалась недостаточно надежной в связи с частым выходом из строя отдельных ротаметров. Ремонт ротаметров хотя и несложен, но на работающем реакторе он связан с нежелательным облучением персонала. Вместе с тем опыт работы обоих реакторов показал, что радиальное распределение нейтронов (и, следовательно, мощностей рабочих каналов) довольно стабильно и относительно просто регулируется системой управления и защиты. В связи с этим сейчас на обоих реакторах необходимое распределение расхода воды через ИК осуществляется путем соединения каналов с питательными трубопроводами с помощью калиброванных дроссельных калачей с различным проходным отверстием. Расход воды через каждый ИК определяется по общему расходу через испарительный контур с учетом данных о проливке подводящих и отводящих трактов ИК и показаний расходомерных устройств, которыми оборудованы несколько ИК, расположенных в разных областях активной зоны. Среднеквадратичная погрешность отклонения фактического расхода, заданного для отдельного ИК, составляет

* Оперативный контроль осуществляется по температуре пара на выходе ППК.

7—8%. Расход теплоносителя через ППК не измеряется, его величина устанавливается такой, чтобы температура пара на выходе из отдельных ППК была по возможности близка к средней температуре пара.

Контроль за состоянием рабочих каналов. Температура теплоносителя на выходе из ИК измеряется с помощью поверхностных термометров сопротивления, а на выходе из ППК — с помощью хромель-копелевых термопар. Следует отметить, что при измерении мощности и расхода теплоносителя через каждый ИК контроль температуры теплоносителя на выходе ИК является не обязательным.

Контроль герметичности оболочек твэлов осуществляется путем измерения активности проб газа, периодически отсасываемых из ячейки каждого рабочего канала. Трудности эксплуатации системы контроля были в основном связаны с заполнением водой импульсных трубок при конденсации пара, образовавшегося в кладке реактора при наличии текущих рабочих каналов. Этой же причиной были обусловлены трудности обнаружения текущих рабочих каналов по повышению давления газа в ячейке поврежденного канала. После извлечения текущих рабочих каналов обе системы работают нормально.

Опыт показал, что контроль герметичности оболочек твэлов достаточно проводить один раз в сутки, а не ежечасно, как это предусматривалось проектом.

Система управления и защиты в основном работала нормально, несмотря на отдельные выходы из строя графитовых гаек в соединении регулирующих стержней с приводным винтом. Регулирующие стержни из бористой стали (2 вес. % бора) не заменялись. Выгорание В¹⁰ в отдельных стержнях I блока составляло около 20%.

В связи с выходом в режим частичных перегрузок для дальнейшего повышения выравнивания и стабильности радиальных распределений нейтронов принято решение заменить часть стержней из бористой стали на облегченные «серые» поглотители из конструкционной жаропрочной стали.

Опыт работы I блока показал возможность и целесообразность сокращения числа сигналов аварийной остановки реактора. Так, переведены в разряд предупредительных такие сигналы, как снижение и повышение расхода воды через ИК, повышение температуры пара, отключение одного главного циркуляционного насоса.

Водный режим

БАЭС сыграла своего рода роль исследовательской лаборатории, где решаются вопросы водного режима в условиях применения в контурах как нержавеющей, так и углеродистой сталей и других конструкционных материалов, нашедших широкое применение в обычной теплоэнергетике.

С пуском блоков АЭС потребовались организация рационального водного режима и, как основная задача, подавление продуктов радиолиза воды и пара, особенно во II блоке с одноконтурной тепловой схемой.

На I блоке подавление радиолиза воды в ИК осуществляется введением в контур аммиака. Дозированием аммиака в воду контура удалось практически полностью подавить радиолиз воды в ИК и довести содержание радиолитического кислорода в воде до нескольких сотых долей миллиграмма в литре.

Одноконтурная схема II блока значительно усложняет задачу подавления радиолиза в воде, циркулирующей через испарительные каналы, поскольку в сепараторах продукты радиолиза, и в частности водород, переходят из воды в пар и удаляются из системы в конденсаторах турбоагрегатов.

Исследования показали, что скорость образования радиолитических газов в белоярских реакторах примерно в пять раз меньше, чем в корпусных кипящих реакторах такой же мощности. Выход радиолитических газов на II блоке составляет (в сумме по ИК и ППК): водорода 6 м³/ч и кислорода 3 м³/ч. Концентрация кислорода в паре, отводимом из реактора на турбины, составляет определенную коррозионную опасность для трактов реактор — турбина и отборов пара.

Подавление радиолиза воды аммиаком для II блока непригодно из-за реальной опасности коррозии трубок конденсаторов турбин и подогревателей низкого давления, выполненных из цветных металлов, и увеличения объема активных неконденсирующихся газов, а также из-за большого расхода аммиака.

Предварительными опытами по введению в питательную воду газообразного водорода с удельным расходом 45 мг/кг установлено, что содержание кислорода в перегретом паре снижается до 49 мкг/кг. Эти опыты показывают принципиальную возможность подавления водородом радиолиза воды и пара.

Для связывания радиолитического кислорода в паре II блока, отбираемом на подогреватели

высокого давления из углеродистой стали, отработан режим дозированного введения в пар гидразингидрата. Это позволило полностью связать радиолитический кислород и уменьшить содержание железа в реакторной воде с 80 до 20 мкг/кг .

Следует отметить, что водный режим на I и особенно на II блоках соответствует требованиям, предъявляемым к тепловым блочным электростанциям с турбогенераторами на высокие параметры, несмотря на трудности, вызванные спецификой АЭС и применением углеродистой стали и других конструкционных материалов (цветные металлы в конденсаторах турбин и подогревателях низкого давления).

Радиационная обстановка

Как известно [5, 6], радиационная обстановка на БАЭС вполне удовлетворительная, что в значительной степени обусловлено трубчатой конструкцией твэлов, исключающей попадание осколочной активности в теплоноситель. Радиоактивные выбросы в атмосферу на БАЭС в 5—10 раз меньше допустимых норм, предусмотренных санитарными правилами. Благодаря этому работа станции не привела к заметному изменению радиационной обстановки в окрестностях БАЭС.

Наибольшая интенсивность излучения вблизи турбин (не имеющих радиационной защиты) при мощности I и II блоков 100 и 150 Мвт (эл.) составляет соответственно: у цилиндров высокого давления 1,0—1,5 и 2,0—5,0 мкр/сек ; у цилиндров низкого давления 0,3—2,0 и 1,0—4,0 мкр/сек , что в несколько раз меньше интенсивности излучения вблизи турбин других одноконтурных энергетических реакторов. (Так, мощность дозы около турбин Уинфритского реактора SCHWR составляет около 100 мкр/сек [7].)

Активность пара перед турбинами в основном обусловлена N^{16} и составляет $2,5 \cdot 10^{-3}$ и $9,0 \times 10^{-3} \text{ к/кг}$ для I и II блоков соответственно.

Активность теплоносителя в I блоке по долгоживущим продуктам коррозии относительно невелика: 10^{-8} к/кг для испарительного контура и 10^{-9} к/кг для перегревательного контура. В табл. 4 указана удельная активность отложений на подводящих водопроводах испарительного контура I блока в зависимости от времени работы блока.

Мощности доз около оборудования испарительного контура, измеренные при остановке I блока через ~700 эффективных суток работы,

составили 2—90 мкр/сек , а около оборудования перегревательного контура — 0,05—0,7 мкр/сек . Мощности доз около оборудования испарительного контура II блока через 120 эффективных суток работы составили 2—20 мкр/сек , а около оборудования конденсатопитательного тракта — 0,2—5 мкр/сек . Несмотря на то что оболочки твэлов белоярских реакторов выполнены из нержавеющей стали, мощности доз около оборудования I блока БАЭС примерно в пять раз ниже, чем на Рейнсбергской АЭС с твэлами в циркониевых оболочках [8] (при одинаковом эффективном времени работы обеих АЭС).

Активность отложений на подводящих водопроводах испарительного контура I блока БАЭС Таблица 4

Время работы станции, эфф. сутки	Удельная активность отложений, распад/мин · см ²			
	Co60	Mn54	Co58	Cr51
80	$1,7 \cdot 10^5$	$3,8 \cdot 10^4$	$3,2 \cdot 10^4$	$2,7 \cdot 10^5$
120	$2,2 \cdot 10^5$	$5,6 \cdot 10^4$	$3,9 \cdot 10^4$	$3,1 \cdot 10^5$
160	$3,6 \cdot 10^5$	$1,2 \cdot 10^5$	$4,2 \cdot 10^4$	$6,1 \cdot 10^5$
300	$6,2 \cdot 10^5$	$1,5 \cdot 10^5$	$6,5 \cdot 10^4$	$5,0 \cdot 10^5$
460	$9,0 \cdot 10^5$	$1,6 \cdot 10^5$	$6,8 \cdot 10^4$	$4,1 \cdot 10^5$
780	$1,6 \cdot 10^6$	$1,6 \cdot 10^5$	$6,2 \cdot 10^4$	$5,2 \cdot 10^5$

На рис. 2 показано относительное изменение мощности дозы вблизи оборудования испарительного контура I блока БАЭС в зависимости от времени работы блока.

Естественно, что благоприятная радиационная обстановка на БАЭС не исключает, а только снижает облучение персонала. Следует отметить, что, как и на других АЭС, облучение персонала в основном связано с проведе-

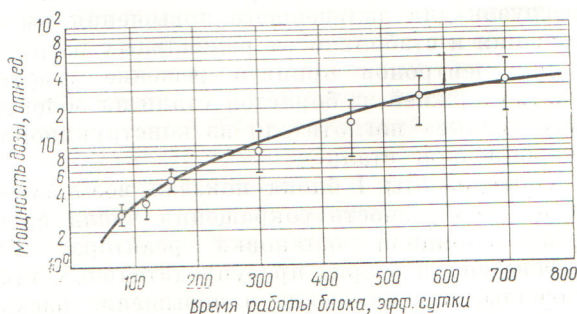


Рис. 2. Изменение мощности дозы вблизи оборудования испарительного контура I блока БАЭС в зависимости от времени его работы.

нием ремонтных работ. Поэтому для дальнейшего снижения облучения персонала необходимо повышение надежности работы оборудования и разработка специальных ремонтных приспособлений и мер по дезактивации оборудования. Случаев облучения персонала выше допустимых норм не было.

Экономические показатели и некоторые перспективы работы БАЭС

Хотя БАЭС является опытно-промышленной станцией и ее создание не преследовало конкурентоспособного производства электроэнергии, экономические показатели и возможности их повышения представляют несомненный интерес.

Следует отметить, что, говоря о перспективах реакторов белоярского типа, необходимо иметь в виду II блок, поскольку I блок является в этом отношении непоказательным; еще при строительстве первой очереди БАЭС предусматривался перевод I блока на более прогрессивную одноконтурную тепловую схему, которая, однако, не была принята в связи с отсутствием в то время экспериментальных данных о водном режиме и радиационной обстановке по турбине.

Несмотря на то что за время эксплуатации БАЭС себестоимость электроэнергии снижена более чем в 1,5 раза, она все еще была достаточно высокой и в первом полугодии 1969 г. составила для II блока $1,34 \text{ коп/квт}\cdot\text{ч}$.

Главной причиной высокой стоимости электроэнергии является относительно небольшая мощность БАЭС, не достигающая мощности 600—800 Мвт, являющейся, как сейчас принято считать, порогом, после которого АЭС становятся конкурентоспособными.

Другая причина высокой стоимости электроэнергии заключается в топливной составляющей, в частности в том, что при расчете топливной составляющей исходят из проектного, а не достижимого выгорания урана, которое в среднем для II блока в 1,4 раза выше проектного выгорания. Сказывается также несколько повышенная стоимость рабочих каналов вследствие небольшой серии изготавливаемых каналов.

Ближайшее снижение стоимости электроэнергии на БАЭС будет осуществляться за счет повышения мощности II блока до проектной, эксплуатации I блока на мощности $\sim 110 \text{ Мвт}$ (эл.), повышения эффективности и коэффициентов использования оборудования. Так, на 1970 г. себестоимость на II блоке планируется на уровне $1,2 \text{ коп/квт}\cdot\text{ч}$.

Наиболее реальные возможности снижения топливной составляющей, не считая отмеченных выше факторов, заключаются в следующем:

1. Использование в ИК топливной композиции с приблизительно втрое меньшим содержанием молибдена (не 9,0, а 3 вес. %), применяемого для легирования урана. Это снизит расчетную величину топливной составляющей на $\sim 30\%$. Возможность такого перехода подтверждена петлевыми испытаниями твэлов на Первой АЭС и проводимыми сейчас испытаниями опытных каналов в I и II блоках БАЭС.

2. Повышение загрузки урана в ППК на $\sim 18\%$ приведет к дальнейшему снижению топливной составляющей еще на $\sim 15\%$.

Перечисленные мероприятия позволят снизить топливную составляющую на II блоке более чем в два раза, что при проектной мощности блока будет соответствовать полной себестоимости электроэнергии около $0,8 \text{ коп/квт}\cdot\text{ч}$.

Дальнейшее улучшение экономических показателей БАЭС связано с уменьшением непроизводительного поглощения нейтронов и повышением удельной мощности горючего.

Условия работы ИК [а их в белоярских реакторах $\sim 75\%$ (см. табл. 3)] позволяют использовать в качестве конструкционных материалов малопоглощающие, например циркониевые, сплавы и радиационностойкое горючее без легирующих добавок, ухудшающих баланс нейтронов. В настоящее время проводится разработка таких каналов. Переход на ИК с незначительным непроизводительным поглощением нейтронов приведет к дальнейшему снижению себестоимости электроэнергии.

* * *

В результате более чем пятилетней эксплуатации БАЭС получен богатый опыт, который представляет большую ценность для дальнейшего развития ядерной энергетики, особенно с реакторами канального типа [9].

1. Подтверждена возможность промышленного осуществления ядерного перегрева пара. На БАЭС достигнута средняя температура ядерного перегрева пара около 510°C при максимальной температуре перегрева в отдельных каналах до 535°C .

Достигнутые высокие параметры пара подтверждают возможность использования в реакторах белоярского типа серийного теплоэнергетического оборудования и существенного снижения удельных капиталовложений при строительстве таких АЭС, особенно большой мощности.

2. Доказана возможность применения углеродистых сталей для изготовления контуров охлаждения и обеспечения необходимого водного режима как для двухконтурной, так и для одноконтурной тепловых схем.

3. Накоплен большой опыт работы графитовой кладки при высокой температуре и уточнены требования к составу газовой среды, в которой находится замедлитель.

4. Оба блока БАЭС как с двухконтурной, так и с одноконтурной тепловыми схемами оказались относительно простыми в эксплуатации и легко управляемыми объектами.

5. Как и ожидалось, радиационная обстановка БАЭС оказалась весьма благоприятной и заметно лучше, чем на действующих АЭС с реакторами других типов, что в значительной степени обусловлено применением на БАЭС трубчатых твэлов.

6. На БАЭС отработаны различные методы и датчики контроля за распределением мощностей рабочих каналов. Показано, что в графитовых реакторах радиальное распределение нейтронов довольно стабильно и может быть значительно выравнено с помощью стержней регулирования и соответствующего расположения каналов с разным обогащением урана.

7. Экономические показатели БАЭС непрерывно улучшаются, и, хотя сейчас себестоимость еще высока, имеются все предпосылки для достижения в ближайшее время проектной себестоимости, а затем и к дальнейшему ее снижению.

8. В целом итоги эксплуатации Белоярской электростанции свидетельствуют о возможности сооружения экономичных АЭС большой мощности с реакторами канального типа с гра-

фитовым замедлителем и легководным кипящим теплоносителем, производящими по одноконтурной схеме перегретый пар.

Поступила в Редакцию 3/Х 1969 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. Н. А. Доллежалъ и др. В кн. «Тр. Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1958)». Докл. советских ученых. Т. 2. М., Атомиздат, 1959, стр. 36.
2. П. И. Алещенков и др. «Атомная энергия», 16, 489 (1964).
3. А. Н. Григорьянц и др. Доклад № 308, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1964).
4. Б. Г. Дубовский, Л. В. Константинов, В. В. Постников. Контроль за полями энерговыделения путем измерения относительной эффективности регулирующих стержней. Доклад, представленный СССР на конференцию «Физические проблемы при проектировании тепловых реакторов» (Лондон, июнь 1967).
5. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 23, 38 (1967).
6. А. П. Веселкин и др. Активность теплоносителя и радиоактивные отложения на поверхностях оборудования БАЭС им. И. В. Курчатова. Доклад, представленный СССР на симпозиум СЭВ по радиационной защите атомных электростанций (Мелекес, 1969).
7. D. Smith et al. Commissioning and operating experience with the Winfrith SGHWR, Paper II, BNES Conference on Steam generating and other heavy water reactors, May 1968.
8. Р. Винклер и др. Дезактивация первичного контура реактора на атомной электростанции Рейнсберг. Доклад, представленный ГДР на симпозиум СЭВ «Водные режимы водо-водяных реакторов, радиационный контроль и средства снижения радиационной опасности теплоносителей (Берлин, 1968)».
9. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 27, 263 (1969).

Поворотные компенсирующие цилиндры в отражателе уран-водных активных зон

А. К. КРАСИН, В. А. ЛЕВАДНЫЙ, А. И. КУХАЕВ,
С. Н. КОНТРОВСКИЙ

УДК 621.039.51

Для регулирования и компенсации избыточной реактивности в малогабаритных ядерных реакторах большой интерес представляет размещение в радиальном отражателе поворотных компенсирующих цилиндров (ПКЦ), содержащих замедлитель (обычно материал отражателя) и частично облицованных поглощающим материалом. Компенсация избыточной реактивности осуществляется поворотом

ПКЦ вокруг своей оси на некоторый угол θ .

В настоящей работе рассматривается возможность использования ПКЦ в качестве элементов системы управления и защиты (СУЗ) малогабаритных реакторов на тепловых нейтронах, приведены экспериментальные данные, которые необходимы для исследования точности разработанного метода расчета.