

## Быстрые реакторы БН-350 и БОР\*

А. И. ЛЕЙПУНСКИЙ, И. И. АФРИКАНТОВ, В. В. СТЕКОЛЬНИКОВ, О. Д. КАЗАЧКОВСКИЙ,  
В. В. ОРЛОВ, М. С. ПИНХАСИЦ, Ю. Е. БАГДАСАРОВ, Р. П. БАКЛУШИН, И. В. МИЛОВИДОВ,  
А. А. РИНЕЙСКИЙ, И. А. КУЗНЕЦОВ, Ю. А. ЗАХАРКО, Ю. Н. КОШКИН, В. И. ШИРЯЕВ,  
С. М. БЛАГОВОЛИН, И. Д. ДМИТРИЕВ, И. С. ГОЛОВЛИН, Б. А. ТАЧКОВ

УДК 621.039.526

Описываются система перегрузки и конструкция механизмов СУЗ реактора БН-350, обсуждаются вопросы аварийного расхолаживания и переходных процессов.

Рассматривается также экспериментальная установка БОР, дается описание реактора и технологического оборудования, приводятся основные технические характеристики.

В СССР на берегу Каспийского моря в районе п-ва Мангышлак сооружается АЭС с быстрым реактором БН-350. Реактор обеспечивает электрическую мощность 150 Мвт и выработку 120 000 т пресной воды в сутки. Для начального периода работы выбраны уже достигнутые и хорошо экспериментально обоснованные параметры. Реактор может без переделки активной зоны работать в различных режимах с использованием в качестве ядерного горючего  $U^{235}$  и плутония.

Основные технические решения и конструктивные особенности реактора БН-350 были приведены в докладах на Третьей международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1964 г.) и Детройтской конференции в 1965 г. В настоящее время в основном завершаются эксперименты по обоснованию конструкций важнейших узлов реактора и ведется изготовление систем и оборудования. Ниже описываются результаты испытаний отдельных систем и режимов работы реактора БН-350.

### Система перегрузки реактора

Система перегрузки включает в себя две вращающиеся пробки, механизм перегрузки, два элеватора, перегрузочный бокс с механизмом передачи и два передаточных барабана (один для свежих, другой для отработанных пакетов). Механизм перегрузки пакетов располагается в малой поворотной пробке, которая в свою очередь эксцентрично располагается в большой поворотной пробке. Вращением двух пробок достигается наведение механизма пере-

грузки на любое гнездо зоны и элеватора. Элеваторы представляют собой подъемники, в каретках которых имеются гнезда для установки пакетов. За счет движения каретки по наклонной направляющей пакеты перемещаются от механизма перегрузки к механизму передачи и обратно.

В точке встречи элеватора с механизмом передачи головка пакета располагается выше уровня натрия, благодаря чему захватное устройство механизма передачи не соприкасается с натрием. Механизм передачи пакетов находится в перегрузочном боксе. Перемещение его вдоль бокса дает возможность навести захватное устройство на гнезда элеваторов и передаточных барабанов. Механизм захватывает пакет, поднимает его в бокс и транспортирует к барабану отработанных пакетов. После этого опускает пакет в одно из гнезд барабана. На обратном пути механизм передачи захватывает свежий пакет из другого барабана и переносит его в элеватор, который опускает пакет в нижнее положение. Здесь пакет захватывается механизмом перегрузки и переносится в гнездо, предназначенное для установки свежего пакета.

Цикл перегрузки пакетов повторяется до тех пор, пока не разгрузят все отработанные пакеты и не загрузят необходимое количество свежих пакетов в реактор. Продолжительность цикла перегрузки (~40 пакетов) составляет около трех суток, включая время на подготовку к перегрузке и пуск реактора после перегрузки.

В перегрузочное устройство входят поворотные пробки (большая и малая), одновременно являющиеся частью верхней биологической защиты реактора, и механизм перегрузки. Герметизация реактора (в зазорах между пробками) осуществляется с помощью гидрозатворов из эвтектического сплава Sn — Вi (температура плавления 138° С), который расплавляется электронагревателями, смонтированными в ванну со сплавом. Во время работы реактора сплав находится в твердом состоянии. Предусмотрено дублирующее механическое уплотнение, состоящее из резинового кольца, прижатого болтами к уплотняющимся поверхностям. На время перегрузки резиновое коль-

\* Доклад, представленный СССР на конференцию по быстрым реакторам в Англии (май 1966 г.). Печатается с сокращениями.

цо приподнимается, освобождая поворотные пробки для вращения. Верхние части пробок охлаждаются воздухом, прокачиваемым через специальные каналы.

Механизм перегрузки состоит из захватного устройства со штангами, направляющей трубы с упорным фланцем, подъемного и поворотного устройств и их приводов. Все исполнительные устройства смонтированы в корпусе механизма. Захватное устройство служит для зацепления головки пакета, извлечения пакета из гнезда, удержания его при переносе и установки в гнезда элеваторов. Весь комплекс механизмов системы перегрузки управляется и контролируется с пульта управления по программе, определяющей последовательность работы механизмов.

Механизмы перегрузки обеспечивают перегрузку пакетов активной зоны, зоны воспроизводства и стержней системы СУЗ. Предусмотрены специальные устройства, контролирующие операции по захвату и расцеплению пакетов.

Транспортировка отработанных пакетов из реактора в передаточный барабан происходит в среде аргона. В случае необходимости при переносе пакетов их можно охлаждать циркулирующим аргоном при помощи специального нагнетателя, установленного на механизме передачи пакетов.

Все элементы перегрузочного устройства прошли соответствующие испытания. Испытывалась герметичность гидрозатвора с жидким и твердым сплавом Sn — Вi, для чего был изготовлен специальный стенд, имитирующий конструкции уплотнения поворотных пробок.

В результате испытаний выбран материал частей узла гидрозатвора, непосредственно соприкасающихся со сплавом Sn — Вi (Ст. 20), и определен вид покрытия с целью обеспечения надежного смазывания. Для предохранения сплава Sn — Вi от окисления используется кремний-органическое вакуумное масло, которое удовлетворяет предъявляемым требованиям стойкости и совместимости со сплавом Sn — Вi и конструктивными материалами гидрозатвора.

Целью испытаний механизма перегрузки являлось определение ресурса работы механизма в рабочих условиях. Для имитации активной зоны реактора на стенде использовалась группа пакетов (7 штук), которые перегружались при помощи механизма. Производилось зацепление пакета механизмом, подъем его на высоту ~3600 мм, обратная постановка пакета в гнез-

до и расцепление механизма с пакетом. Всего механизм проработал более 6000 ч.

Испытания проводились при соосном расположении пакета и захвата механизма и при несоосности до 20 мм. Во всех случаях зацепление захвата с пакетом было надежным. В качестве материала захвата и трущихся пар, работающих в натрии, лучше всего зарекомендовала себя нержавеющая диффузионно-хромированная сталь типа Х18Н9.

Элеватор представляет собой подъемный механизм, каретка которого перемещается по специальной направляющей, установленной под углом 17° относительно вертикальной оси. В каретке крепится гильза, в которую устанавливаются перегружаемые пакеты. Каретка приводится в движение как от двигателя, так и вручную. Привод каретки состоит из двигателя, редуктора, цепной передачи и штанги. Механизм передачи пакетов (МПП) состоит из рейки с захватом, редуктора подъема рейки, рамы редуктора и фермы с направляющими. Рейка выполнена в виде трубы, вдоль образующей которой нарезаны зубья. Рама с редуктором и рейкой перемещается горизонтально вдоль бокса по направляющим. Рейки и цепи захвата приводятся в движение ходовыми валами. МПП перемещается при помощи ходового винта.

В 1966 г. намечено провести испытания штатного образца элеватора, для которых сооружен натриевый стенд с циркуляцией натрия при температуре 500° С. В течение 1966—1967 гг. на специально сооруженном стенде завода-изготовителя будет проведена контрольная сборка реактора из штатных деталей и узлов.

### Система СУЗ

Система СУЗ состоит из следующих механизмов: а) измерения и контроля мощности и периода реактора (включая подкритичный режим); б) автоматического регулирования; в) компенсации изменения реактивности; г) аварийной защиты реактора. Ниже приводятся основные технические данные и описание конструкций механизмов СУЗ.

#### Исполнительный механизм автоматического регулирования (АР)

Количество механизмов . . . . .	2 шт.
Количество стержней на каждый механизм . . . . .	1 шт.
Радиус размещения (от центра активной зоны) . . . . .	98 мм
Эффективность одного стержня . . . . .	0,20%
Ход стержня . . . . .	750 мм
Максимальная скорость перемещения	150 мм/сек

**Исполнительный механизм компенсатора**

Количество независимых механизмов	7 шт.
Количество пакетов на один исполнительный механизм	1 шт.
Суммарная эффективность	2,1%
Вес урана в пакете	18 кг
Ход пакета	1060 мм
Скорость перемещения	10 мм/сек
Шаг перемещения	20 мм

**Исполнительный механизм аварийной защиты**

Количество независимых механизмов	3 шт.
Суммарная эффективность	3,5%
Ход стержня	1260 мм
Время срабатывания	0,7 сек
Скорость перемещения при подъеме	5 мм/сек

Рабочими органами исполнительных механизмов СУЗ являются стержни-поглотители и компенсирующие пакеты. Каждый комплект исполнительного механизма состоит из стойки со штангой, реечного механизма, сервопривода, стержня-поглотителя или компенсирующего пакета. Стойка со штангой представляет собой монтажную сборку, закрепленную на фланце центральной колонны реактора. Реечный механизм крепится к соответствующей стойке шпильками. Сервоприводы исполнительных механизмов устанавливаются на специальной плите и соединяются с соответствующим реечным механизмом герметичным приводом. Вращение от герметичного электродвигателя через реечный механизм преобразуется в поступательное перемещение штанги, на нижнем конце которой имеется наконечник с захватами, при помощи которых происходит зацепление со стержнем-поглотителем. Управление захватами производится вручную (рукоятками в верхней части механизма). Здесь же предусмотрен контроль сцепления — расцепления штанги со стержнем, который осуществляется при помощи штока, проходящего внутри штанги.

Стержень-поглотитель механизма АР включает в себя семь элементов диаметром 9,6 мм каждый, содержащих карбид бора, обогащенный В<sup>10</sup> до 80%. В верхней части стержня имеется газовая полость, в которой собирается гелий, образующийся в результате выгорания бора.

Изменение реактивности компенсируется перемещением по высоте активной зоны шести пакетов с активным материалом (компенсаторов выгорания) и одного пакета с борным поглотителем (температурного компенсатора). Компенсатор выгорания содержит активную часть,

состоящую из твэлов, аналогичных по конструкции элементам активной зоны. Температурный компенсатор выполнен из элементов, содержащих карбид бора.

Механизмы СУЗ испытывались на натриевом стенде при температуре циркулирующего натрия 500°С и содержании окислов 5·10<sup>-3</sup>%. Общее время пребывания механизмов в натрии составило более 8000 ч. За это время механизм АР проделал 20 000 двойных ходов, механизм АЗ — 1600 сбросов и 400 двойных ходов в режиме медленной аварийной защиты (МАЗ), механизм компенсатора — 2500 двойных ходов.

В течение всего времени «ресурсных» испытаний все механизмы работали исправно и не было случаев выхода их из строя или отказа в работе.

**Аварийное расхолаживание и переходные режимы**

Большое внимание уделялось вопросам отвода от реактора остаточного тепла после срабатывания аварийной защиты. Приемлемость той или иной системы расхолаживания оценивалась с точки зрения предотвращения перегрева твэлов и предотвращения возникновения опасных нестационарных термических напряжений в конструктивных элементах реактора.

Предложенная методика позволяет рассчитывать температурное поле в реакторе, промежуточном теплообменнике, парогенераторе и в жидкометаллических контурах трехконтурных многопетлевых ядерных установок. Зависимость спада мощности во времени за счет запаздывающих нейтронов и β- и γ-распадов осколков деления определяется из физического расчета реактора. Нестационарный расход теплоносителя вычисляется с учетом инерции потока, «выбега» насоса и движущего напора естественной циркуляции.

На установке отсутствуют специальные системы расхолаживания, и сброс остаточного тепла в любых аварийных ситуациях осуществляется основной системой теплоотвода.

Быстрый ввод в действие аварийной защиты допускается только в исключительных случаях. Большая часть сигналов подается на медленную аварийную защиту, которая снижает мощность в 2,7 раза за 100 сек. Такая скорость позволяет продолжать расхолаживание реактора с номинальным расходом теплоносителя без превышения допустимых термических напряжений в элементах конструкции.

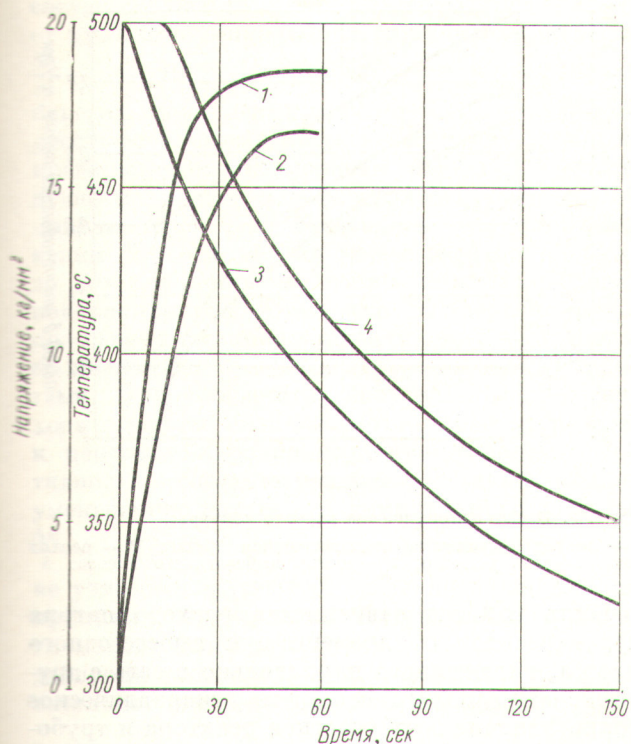


Рис. 1. Температура теплоносителя и термические напряжения при расхождении с использованием энергии выбега турбогенераторов:

1 — термические напряжения во входном патрубке теплообменника первого контура; 2 — термические напряжения в трубопроводе на выходе из реактора; 3 — температура натрия на выходе из реактора; 4 — температура натрия на входе в теплообменник.

Наиболее опасно полное прекращение электроснабжения основных циркуляционных насосов. Поэтому большое внимание было уделено обеспечению естественной циркуляции. Это определило направление движения теплоносителя в реакторе, расположение по высоте теплообменного оборудования, а также повлияло на конструкцию промежуточного теплообменника и обратного клапана. Проходное сечение последнего при отсутствии обратного потока никогда полностью не перекрывается. Движущий напор естественной циркуляции создает расход теплоносителя через реактор порядка 5—6% от номинального. Этого недостаточно для расхождения реактора в начальный момент времени. Расчеты показывают, что при отводе остаточного тепла только за счет инерции потока и естественной циркуляции в отдельных каналах температура натрия может возрасти до 800—900° С. Поэтому были рассмотрены все доступные способы создания принудительного расхода теплоносителя в те-

чение начального периода (30—60 сек) после быстрой остановки реактора. Исследовалась, например, возможность использования кинетической энергии вращающихся масс турбогенераторов для продления времени работы насосов.

При одновременном выбеге насосов с турбогенераторами расход натрия через реактор изменяется очень медленно (приблизительно по экспоненте с постоянной времени 50 сек). Несмотря на большой объем натрия над активной зоной, при таком способе аварийного расхождения сравнительно резко изменяется температура теплоносителя на выходе из бака реактора, что вызывает значительные термические напряжения. На рис. 1 показано изменение со временем нестационарных термических напряжений и температуры теплоносителя в определяющих точках первого контура. Такой режим работы является нежелательным, поэтому от использования турбогенераторов для аварийного привода насосов отказались.

Совместное решение уравнений динамики потока и вращающихся частей насосного агрегата показало, что при отключении электропитания расход натрия через реактор в течение 15—20 сек изменяется экспоненциально с постоянной времени 7 сек. Результаты расчета температурного режима реактора при отводе остаточного тепла за счет выбега насосов с последующим переходом на естественную циркуляцию приведены на рис. 2. Термические напряжения в этом случае незначительны и на рисунке не показаны.

Большой запас воды в парогенераторах и значительная теплоемкость натриевых контуров требуют включения в работу источников электроснабжения для питания водяных насосов через несколько десятков минут после аварии.

Кроме аварийных режимов для реактора БН-350 изучались режимы, при которых происходит сравнительно небольшое изменение расхода теплоносителя в первом контуре. Практически основным случаем такого изменения является отключение одного натриевого насоса первого контура. Главной задачей такого исследования является выяснение необходимости остановки реактора.

Если после остановки одного насоса оставлять реактор на прежнем уровне мощности, то отклонение температур всех элементов реактора через некоторое время стабилизируется, достигнув значений, определяемых результирующим уменьшением расхода теплоносителя

краем активной зоны и краем торцового экрана не вызывает существенного ухудшения физических характеристик реактора.

Использование твэла с увеличенной газовой полостью позволяет вдвое увеличить выгорание горючего и одновременно снизить максимальные напряжения оси давления газов приблизительно в 2 раза.

Совмещение активной зоны с верхним торцовым отражателем приводит к удлинению плотно упакованного пучка оболочек активной зоны и, следовательно, к увеличению перепада давления на пакет. Для снижения напряжений от давления предполагается увеличить радиус скругления углов шестигранных труб и тем самым снизить максимальные напряжения от давления в стенке пакета в 1,2 раза. Увеличение радиуса скругления углов шестигранных труб достигается удалением шести (из 169) угловых твэлов пакета. Физические характеристики активной зоны и ее размеры изменились при этом незначительно.

### Быстрый опытный реактор БОР

Реактор БОР — экспериментальный реактор на быстрых нейтронах с максимальной мощностью 60 Мвт — сооружается на площадке Научно-исследовательского института атомных реакторов в Мелекесе. Проектные и исследовательские работы были начаты в конце 1963 г. В настоящее время закончен технический проект и изготавливаются рабочие чертежи основного оборудования. В мае 1965 г. начато строительство здания. Пуск реактора намечается в 1968 г.

Реактор БОР предназначен для обоснования и экспериментальной проверки основных параметров и узлов высокотемпературных, высоконапряженных быстрых реакторов с натриевым охлаждением для будущих АЭС электрической мощностью 1000 Мвт и выше. Параметры первой АЭС с быстрым реактором БН-350 выбраны с известной осторожностью, гарантирующей безопасную работу установки, и подтверждены экспериментами и опытом эксплуатации реактора БР-5. Однако уже сейчас очевидна необходимость осуществления некоторых мер для улучшения физических и технико-экономических характеристик АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. В первую очередь необходимо увеличить: а) глубину выгорания; б) энергонапряженность, в) температуру теплоносителя на выходе из реактора и за счет этого к.п.д. паротурбинного цикла; г) единичную мощность установки.

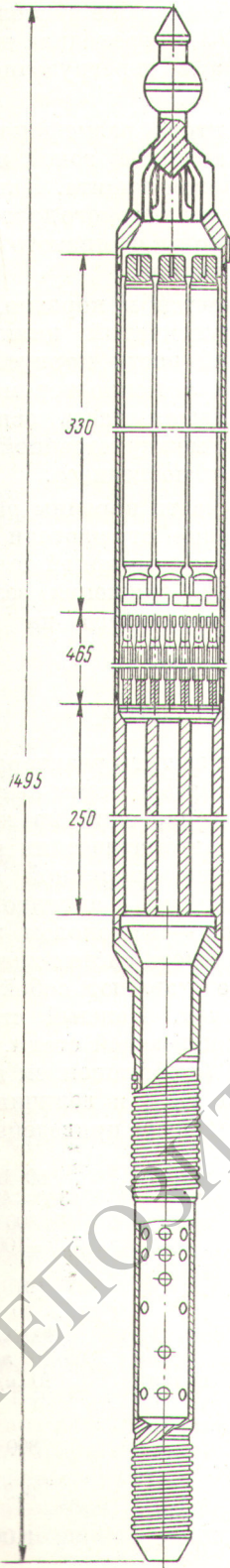
Наиболее важной мерой является создание и экспериментальная отработка твэлов для активных зон высоконапряженных реакторов, надежно работающих при больших плотностях теплового потока и высоких температурах. Для выполнения этой задачи и создается в первую очередь реактор БОР. В нем будут использоваться твэлы различных композиций и конструкций, в том числе и негерметичные.

### Активная зона и экраны

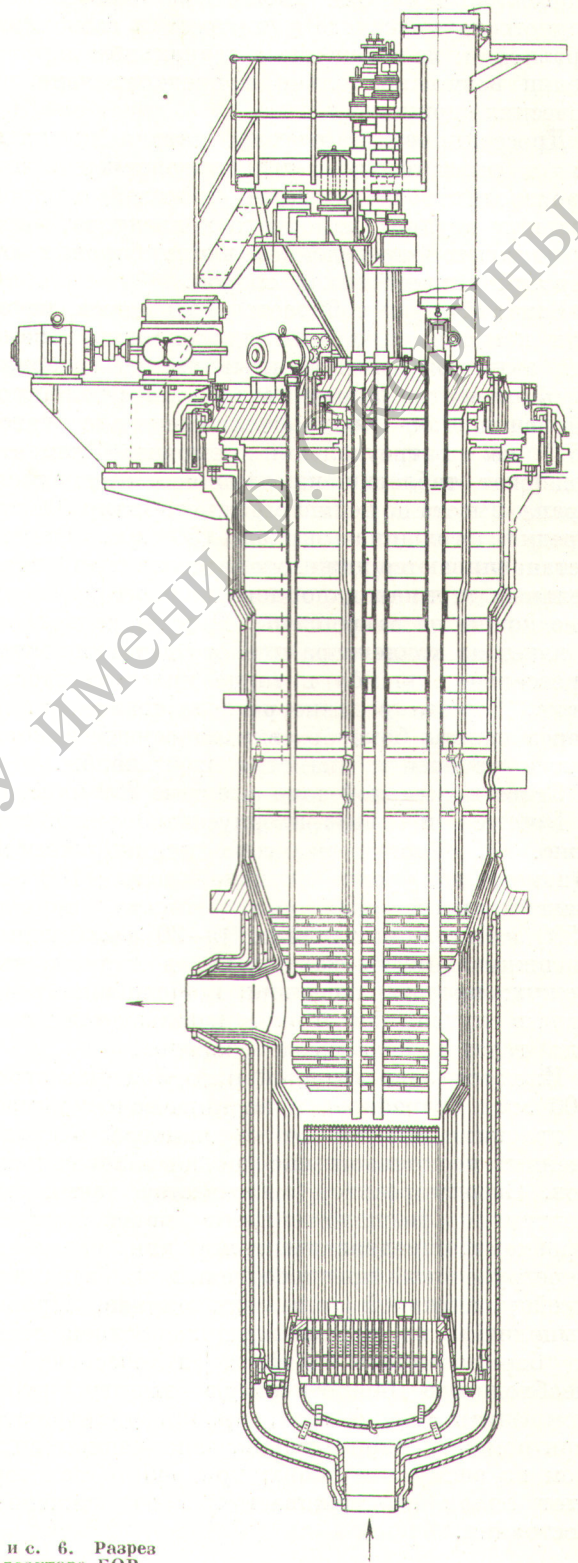
Активная зона реактора БОР состоит из шестигранных пакетов с размером под ключ 44 мм, с шагом решетки 45 мм. Количество пакетов изменяется в зависимости от режима работы, выгорания и вида горючего. Для варианта с невыгоревшим горючим из двуокиси урана 90%-ного обогащения необходимо 70—80 пакетов, что соответствует загрузке  $U^{235}$  150—160 кг. В рабочей части пакета размещается 37 твэлов диаметром 6,1 мм, расположенных по треугольной решетке с шагом 6,7 мм. В качестве делящегося материала может использоваться окись обогащенного урана или плутония, карбиды урана или плутония и другие композиции. Высота твэла по делящемуся материалу 400 мм. Оболочками твэлов служат трубки из нержавеющей стали с толщиной стенки 0,4 мм для герметичных и 0,25 мм для негерметичных твэлов. В герметичных твэлах предусмотрены полости для сбора газообразных продуктов деления; в негерметичных — специальные устройства для выпуска их в теплоноситель. Вариант пакета с негерметичными твэлами представлен на рис. 5.

Твэлы нижними хвостовиками крепятся к решеткам, приваренным к шестигранной трубе. Верхние концы свободны и могут перемещаться по оси. Дистанционирование твэлов осуществляется с помощью проволоки, спирально навиваемой на оболочку.

Выше и ниже активной части пакета находятся торцовые экраны. Конструктивное выполнение их зависит от конструкции твэлов активной части пакета. Твэлы заключены в шестигранную оболочку толщиной 1 мм. Пакет имеет верхний концевик с головкой для захвата перегрузочной машины и нижний, предназначенный для установки пакета в дроссельные втулки напорного коллектора. Нижний концевик имеет боковые отверстия для подвода натрия, что предотвращает возможность всплывания пакета под действием потока теплоносителя. Верхние концы пакетов не закреплены,



Р и с. 5. Пакет с негерметичными твэлами (размеры в миллиметрах)



Р и с. 6. Разрез реактора БОР.

благодаря чему они имеют возможность свободного термического удлинения в осевом направлении; перемещение в радиальном направлении возможно только в пределах технологических допусков.

Дросселирование расхода натрия по пакетам в соответствии с тепловыделением в них производится с помощью прорезей в дроссельных втулках напорного коллектора, перекрывающих определенное число боковых отверстий в хвостовиках сборок.

Боковой экран собирается из пакетов, внешняя конфигурация которых аналогична пакетам активной зоны. Каждый из них содержит семь элементов диаметром 14,5 мм с толщиной оболочки 0,35 мм, расположенных с шагом 15,2 мм в треугольной решетке. Элементы содержат таблетки из двуокиси обедненного урана, высота по делящемуся материалу 900 мм. Средняя толщина экрана 150 мм. Пакеты устанавливаются нижними хвостовиками в дроссельных втулках напорного коллектора, верхние концы не закреплены. Натрий подводится в пакет из коллектора низкого давления через дроссельную шайбу в торце нижнего хвостовика. Дросселирование расхода теплоносителя через пакеты бокового экрана осуществляется путем изменения диаметра этой шайбы.

Всего в активной зоне и экране 259 пакетов.

**Корпус и внутрикорпусные устройства** (рис. 6). Корпус реактора цилиндрический. Диаметр на уровне активной зоны 1100 мм, максимальный 1500 мм. Высота корпуса 6500 мм, толщина стенки 16—20 мм. Средняя и нижняя часть заключены в герметичный кожух, предотвращающий опорожнение реактора в случае течи. Кожух используется также для газового разогрева реактора.

Имеются один входной патрубок диаметром 300 мм, сваренный в эллиптическое днище, и два выходных такого же диаметра, расположенных несколько выше уровня головок пакетов. Сверху реактор закрывается двумя эксцентрично расположенными вращающимися пробками, предназначенными для наведения перегрузочных приспособлений на заданную ячейку активной зоны или экрана. Пробки выполнены из перемежающихся слоев стали и борированного графита и обеспечивают необходимую биологическую защиту; чтобы исключить утечки газа, пробки уплотняются при помощи гидрозатворов, заполненных сплавом из висмута и олова; при работе реактора этот сплав поддерживается в замороженном состоянии.

На малой вращающейся пробке расположены все приводы органов СУЗ и переходная коробка для стыковки реактора с перегрузочной машиной.

Внутри корпуса реактора размещаются напорный коллектор с активной зоной и экранами, «корзина» и тепловая защита. Напорный коллектор делится на зоны высокого давления — для пакетов активной зоны и низкого давления — для элементов экрана.

Коллектор подвешивается к корзине, представляющей собой ступенчатый цилиндр и закрепленной в верхней части корпуса. При необходимости корзина с коллектором могут быть заменены. Небольшая часть основного потока натрия проходит между корзиной и корпусом для охлаждения последнего.

В нижней и средней части корзины расположены стальные кольцевые отражатели тепловой и нейтронной защиты суммарной толщиной 240 мм. Они служат для снижения величины нейтронного потока, падающего на корпус реактора.

### Система управления и защиты

Система управления и защиты реактора включает в себя три независимые системы аварийной защиты, два компенсатора, один из которых температурный, и два автоматических регулятора мощности. Стержни аварийной защиты и компенсации расположены в активной зоне, а стержни регуляторов — в боковом экране. Исполнительные органы всех систем идентичны по конструкции и представляют собой пучок борсодержащих стержней. Каждый стержень имеет оболочку из нержавеющей стали, заполненную карбидом бора (с обогащением по В<sup>10</sup>). Эффективность органов СУЗ и величины различных эффектов реактивности приведены ниже:

Максимальная тепловая мощность	60 Мвт
Температура натрия на входе . . . . .	360—450° С
Средняя температура на выходе	600° С
Расход через реактор . . . . .	750—1000 т/ч
Диаметр активной зоны (в среднем сечении) . . . . .	41 см
Высота активной зоны . . . . .	40 см
Средняя удельная мощность . . . . .	900 квт/л
Максимальный тепловой поток	2,65 · 10 <sup>6</sup> ккал/м <sup>2</sup> · ч
Максимальная скорость натрия	10 м/сек
Максимальная температура оболочки с учетом возможных перегревов . . . . .	800° С
Эффективность трех стержней аварийной защиты . . . . .	3,3%
Эффективность температурного компенсатора . . . . .	1,0%

Эффективность компенсатора выгорания . . . . .	1,7%
Эффективность двух стержней регуляторов . . . . .	0,48%
Температурный коэффициент реактивности . . . . .	$-4 \cdot 10^{-5}$ , $1/^\circ\text{C}$
Мощностной коэффициент реактивности . . . . .	$-1,5 \cdot 10^{-4}$ , $1/\text{Мвт}$

Исполнительные органы через штангу с захватами связаны с сервоприводами, расположенными на вращающейся пробке. При вращении пробок приводы отсоединяются.

### Система перегрузки

Свежие пакеты загружаются в реактор, а отработавшие выгружаются через специальный канал в малой вращающейся пробке. Вращением большой и малой пробок канал ориентируется на выбранное гнездо активной зоны или экрана. Затем к нему подъезжает перегрузочная машина (РЗМ), представляющая собой контейнер с захватными устройствами, который установлен на козловом кране и может перемещаться по координатным осям. Машина стыкуется и уплотняется с каналом малой пробки; при помощи захвата выбранный для перегрузки пакет поднимается в защитный контейнер с инертной атмосферой, в котором перевозится во внешнее хранилище. Для снятия остаточного тепловыделения в конструкции РЗМ предусмотрен замкнутый газовый контур с соответствующим оборудованием. Эта машина также транспортирует и устанавливает в реактор свежие пакеты, которые предварительно разогреваются примерно до  $300^\circ\text{C}$  в электропечи.

### Технологическая схема и оборудование

Для реактора БОР принята трехконтурная схема: натрий — натрий — вода — пар. Тепло отводится по двум петлям, каждая из которых рассчитана на 50% максимальной мощности.

Петля первого контура включает в себя центробежный погружной насос, промежуточный теплообменник, обратный клапан и запорную арматуру.

В каждой петле второго контура помимо теплообменника и насоса установлен парогенератор. Кроме того, имеется воздушный теплообменник, рассчитанный на тепловую мощность 30 Мвт, который может подключаться к любой петле второго контура вместо соответствующего парогенератора. Расход воздуха через теплообменник создается вентиляторами. Производи-

мый в парогенераторах пар с температурой  $540^\circ\text{C}$  под давлением 100 атм используется в серийном турбогенераторе для выработки электрической энергии.

Компоновка всех трех контуров выполнена так, чтобы обеспечить необходимые расходы теплоносителя при естественной циркуляции, гарантирующие надежный длительный теплоотвод от реактора.

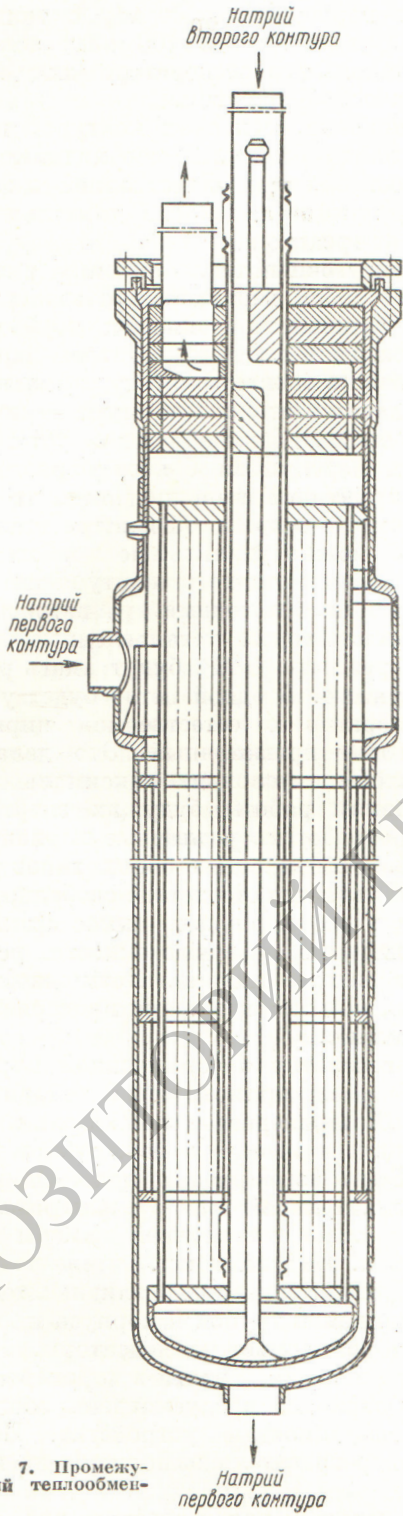
**Промежуточный теплообменник** (рис. 7) представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд, в котором размещен трубный пучок с «плавающей» головкой. Натрий первого контура течет в межтрубном пространстве сверху вниз, натрий второго контура — по трубкам снизу вверх. Теплообменник установлен на верхнем перекрытии боксов первого контура и конструктивно выполнен так, что трубный пучок вместе с крышкой и встроенной верхней защитой можно удалить, не прибегая к резке трубопроводов первого контура и не входя в помещения с высокими уровнями излучения.

**Парогенераторы**, установленные в разных петлях реактора БОР, будут иметь различную конструкцию. В одной петле будет установлен парогенератор с естественной циркуляцией, в другой — прямоточный. Это делается для того, чтобы в условиях максимально близких к условиям работы будущих энергетических систем отработать различные варианты конструкций. Особенностью обоих типов парогенераторов является отсутствие свободных уровней натрия в их корпусах, вынос этих уровней в специальные буферные емкости, установленные на выходе натрия. Возможность такого решения в настоящее время проверяется экспериментально.

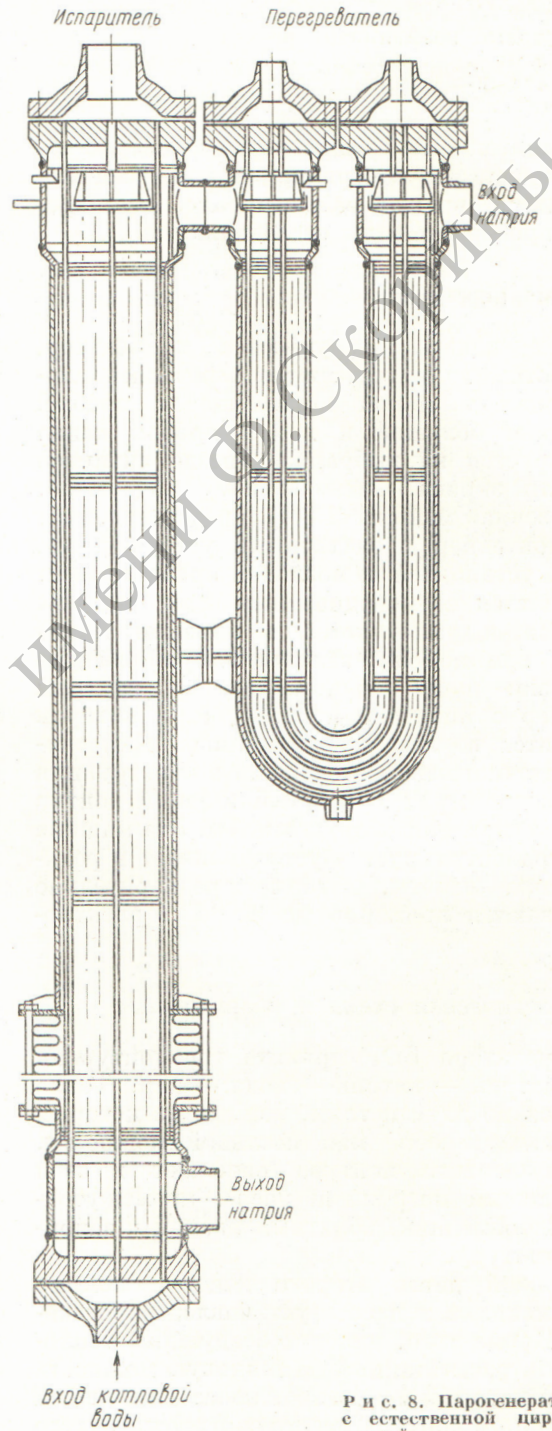
Парогенератор с естественной циркуляцией (рис. 8) имеет прямотрубный испаритель и U-образный пароперегреватель. Вода и пар текут в трубках, натрий — в межтрубном пространстве. Вода из барабана подается к нижней распределительной камере испарителя, пароводяная смесь из верхней камеры отводится в барабан. Натрий в испарителе течет сверху вниз. Для компенсации различных температурных удлинений трубок и корпуса на последнем имеются линзовые компенсаторы. Чтобы исключить попадание влаги в пароперегреватель, внутри барабана предусмотрены соответствующие сепарационные устройства. Испаритель и пароперегреватель выполнены из перлитной стали.

**Прямоточный парогенератор** (рис. 9) состоит из двух цилиндрических корпусов диаметром





Р и с. 7. Промежуточный теплообменник.



Р и с. 8. Парогенератор с естественной циркуляцией.

~1 м. Трубный пучок испарителя содержит 60 змеевиков, пароперегревателя — 90 змеевиков из трубок диаметром 16 мм и толщиной стенки 2,5 мм. Трубные доски в каждом корпусе размещены одна внизу, другая сверху. Натрий в парогенераторе движется снизу вверх, в испарителе — сверху вниз; вода и пар движутся в обратном направлении. Такое движение натрия и воды в испарителе обеспечивает возможность организации естественной циркуляции в нем при некоторых аварийных режи-

мах. Для этого предусмотрен специальный конденсатор небольших размеров, охлаждаемый водой от неотключаемого источника энергоснабжения. Парогенератор выполнен из перлитной стали.

Циркуляционные насосы первого и второго контуров аналогичны по конструкции. Каждый насос имеет два подшипника — нижний радиальный гидростатический, работающий в натрии, и верхний — опорно-упорный масляный, а также масляное уплотнение вала по газу. Металл поступает на всас непосредственно из бака насоса, а необходимый расход по всасывающим линиям устанавливается за счет разности уровней в баке насоса и реакторе. Число оборотов регулируется двигателями постоянного тока. Насос устанавливается на верхнем перекрытии боксов первого контура так, что двигатель доступен для обслуживания в процессе работы.

#### Экспериментальные устройства

На реакторе БОР предусмотрены большие возможности для проведения экспериментальных и исследовательских работ по нейтронной физике, поведению горючего при глубоких выгораниях, радиационной стойкости материалов, по изучению выхода продуктов деления в натриевый теплоноситель и газовую систему реактора и распределения их по контуру. Последние представляют особый интерес, поскольку в реакторе будут испытываться и обрабатываться негерметичные твэлы. Для изучения всего комплекса вопросов на установке будут смонтированы байпасные участки с датчиками спектрометров для контроля уровня загрязнений теплоносителя и поверхности контура во время работы реактора; газовые линии для спектрометрического анализа продуктов деления в газовых полостях реактора и насосов; установлены детекторы запаздывающих нейтронов на выходном трубопроводе. Причем для непрерывного контроля за уровнем газовой активности, в том числе определяемой короткоживущими продуктами, предусмотрена возможность циркуляции газа по газовым линиям.

Большой интерес представляет расположенный вблизи центра активной зоны специальный канал для изучения режима работы твэлов, представляющий собой пакет, по внешним очертаниям идентичный остальным, но оснащенный соответствующими датчиками. На время

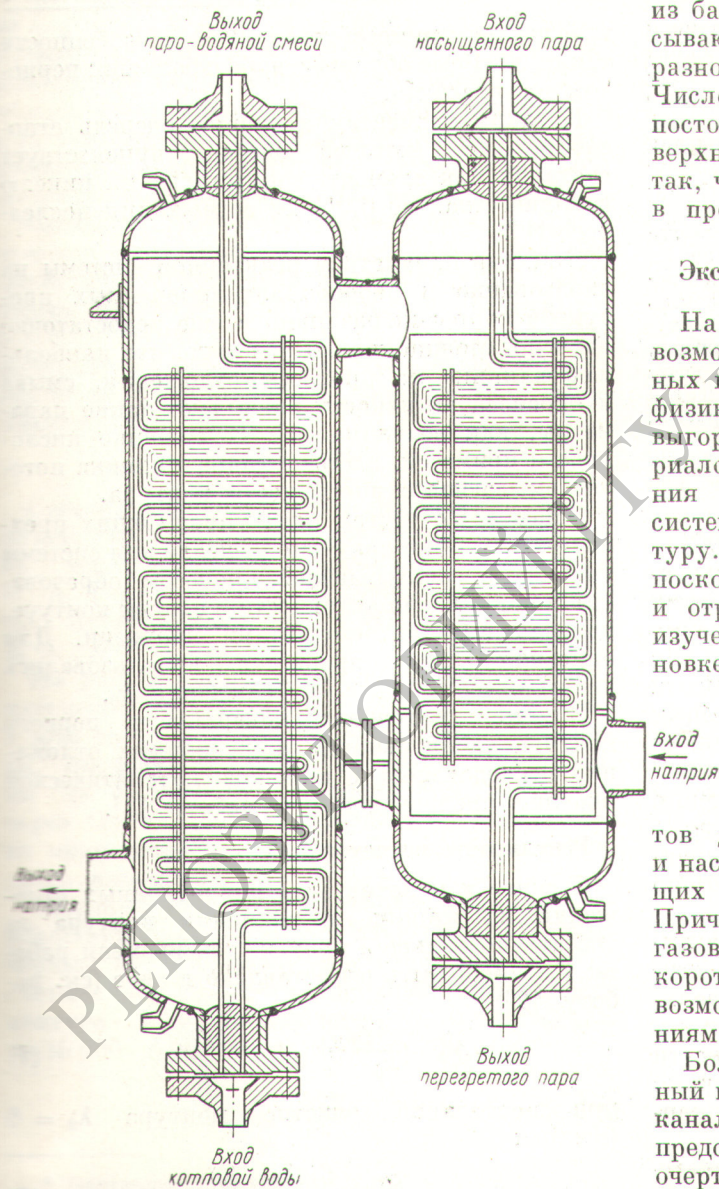


Рис. 3. Прямоточный парогенератор.

разгрузки пакет извлекается из зоны и вращается вместе с пробками.

Кроме того, предусмотрены четыре горизонтальных пучка для физических исследований, 10 вертикальных неохлаждаемых каналов, в том

числе канал диаметром 300 мм. В активную зону и экран может быть загружено большое число пакетов с образцами (в активную зону до 30 пакетов).

Поступила в Редакцию 18/VII 1966 г.

## Влияние материала поверхности контура на активность коррозионных отложений

А. П. ВЕСЕЛКИН, О. Я. ШАХ

УДК 621.039.538.7:621.039.58

Рассматриваются некоторые вопросы радиационной безопасности, связанные с коррозией и активацией конструкционных материалов. Показано, что необходимо учитывать влияние материала поверхности первого контура на образование активных поверхностных отложений. Исследуется справедливость принятой для описания процессов смыва, переноса и осаждения математической модели и некоторых используемых допущений.

Сравнение расчетных и экспериментальных результатов показало их достаточно хорошее совпадение.

Для улучшения радиационной обстановки при проведении ремонтных работ рекомендуется использовать стали, не содержащие элементов, дающих долгоживущие изотопы. Такими сталями могут быть, например, хромомарганцевые стали, наведенная активность которых имеет достаточно короткий период полураспада (марганец) и малый выход  $\gamma$ -квантов на один распад (хром).

Вый взгляд примесей элементов, в особенности таких, которые образуют ядра с большим периодом полураспада.

К таким элементам в первую очередь относится  $Co^{59}$ , который обычно присутствует в сталях как элемент, сопутствующий никелю в количествах до 0,9% от содержания последнего [1].

Влияние параметров реакторной системы на образование и перенос активированных продуктов коррозии различно и еще недостаточно изучено. Можно только отметить, что наибольшее влияние на процессы отложения, смыва и переноса активности оказывают такие параметры, как величина pH, содержание кислорода и примесей, а также гидродинамика потока, омывающего поверхность контура.

Ранее [2] с учетом ряда упрощающих предположений было получено решение для системы уравнений, описывающей процессы образования и накопления активности в первом контуре, которая вызвана продуктами коррозии. Для описания этих процессов использовались постоянные смыва  $k_c$  и осаждения  $k_o$ .

Влияние материала поверхности первого контура на активность коррозионных отложений исследовалось с помощью математической модели, предложенной в работе [2].

### Результаты расчетов

Среднее изменение веса коррозионных отложений на единице поверхности контура за достаточно большой промежуток времени работы  $T_p$  может быть представлено в виде (см. работу [2])

$$\bar{N}_p = \frac{C_K}{k_o + k_c} \left( 1 + \frac{k_o T_p}{2} \right) \quad (1)$$

при постоянной очистке контура  $\lambda_\Phi = 0$  ( $сек^{-1}$ ) и

$$\bar{N}_p = \frac{C_K (\lambda_\Phi + k_o)}{\lambda_\Phi k_c} \quad (2)$$

Скорость общей коррозии (0,001 — 0,002 мм/год), характерная для используемых в настоящее время в реакторостроении конструкционных материалов, с точки зрения прочности конструкций вполне безопасна. Но даже при такой незначительной скорости в первом контуре современных водо-водяных реакторов может образоваться до нескольких сот граммов продуктов коррозии в сутки.

На фоне интенсивных потоков излучения работающего реактора влияние  $\gamma$ -излучения активированных продуктов коррозии на мощность дозы за биологической защитой обычно несущественно.

Однако, поскольку потоки нейтронов, активирующих конструкции в реакторе, достигают  $10^{13}$  нейтр/см<sup>2</sup>·сек, загрязнение поверхностей контура активированными продуктами коррозии и их влияние на уровень активности после остановки системы — в настоящее время самые серьезные из проблем, связанных с коррозией.

При определении активности весьма существен учет даже самых незначительных на пер-