

Быстрые реакторы с натриевым охлаждением*

А. И. Лейпунский, О. Д. Казачковский, И. И. Африкантов, М. С. Пинхасик,
Н. В. Краснояров, М. С. Пойдо

Способность быстрых реакторов к расширенному воспроизводству ядерного горючего открывает новые возможности развития ядерной энергетики в крупных масштабах. Ценная реакция на быстрых нейтронах дает большее число вторичных нейтронов на акт деления, уменьшает захват нейтронов без деления в горючем, позволяет в конструкционных материалах и позволяет увеличивать долю делений сырьевого материала. Как результат этого — коэффициент воспроизводства горючего превышает единицу и быстрые реакторы могут развиваться, используя в качестве сырьевой базы все запасы урана и тория, а не только U^{235} .

Для энергетических установок большое значение имеет достижение высоких параметров энергетического цикла и высокого к. п. д. Натрий, используемый в быстрых реакторах в качестве теплоносителя, позволяет получить такие параметры при относительно низких давлениях в радиоактивном контуре реактора. Быстрый удерживает в себе основные радиоактивные продукты деления при возможном нарушении целостности топливных элементов.

В настоящее время в СССР, США и Англии проектируются быстрые реакторы с жидкотеплоносительным теплоносителем и накапливается опыт работы установок такого типа. В Советском Союзе в течение пяти лет успешно работает экспериментальный быстрый реактор с натриевым охлаждением БР-5 [1]. Такие параметры, как плотность энерговыделения до 300 кВт/л , достигнутое выгорание топлива до 5% температура натрия на выходе из реактора до 500°C , приближаются к характеристикам изготавливаемых больших энергетических реакторов с высокой экономической эффективностью.

Первым этапом разработки было проектирование промышленной установки БН-50 с тепловой мощностью 200 Мвт и электрической 30 Мвт температурой натрия на входе 315°C и на выходе 450°C . Активная зона имела форму цилиндра диаметром 67 см и высотой 67 см. В качестве топливного материала предполагалось использовать уран-молибденовый сплав, окись урана в никелевой матрице и никелевой

оболочке или спеченную окись урана в оболочке из нержавеющей стали. Коэффициент воспроизводства реактора с уран-молибденовым сплавом составлял 1,35.

В 1960 г. был закончен технический проект установки БН-50. Работа над проектом показала не только осуществимость реактора такого типа, но и возможность создания более мощных энергетических реакторов с существенно лучшими показателями. В связи с этим было решено отказаться от намеченного ранее сооружения БН-50 как промежуточного этапа.

В настоящее время заканчивается проектирование реактора — прототипа мощных атомных электростанций с тепловой мощностью 1000 Мвт и электрической 350 Мвт (БН-350). Основные узлы реактора расположены в баке переменного диаметра, заполненном натрием (объем натрия 165 м^3).

Охлаждающий натрий при температуре 300°C по шести трубопроводам поступает снизу бака в напорный коллектор. Проходя через реактор, натрий нагревается в среднем до 500°C , после этого он откачивается из бака насосами через теплообменники. Камера напорного коллектора имеет решетки, в которых укрепляются кассеты с топливными элементами. Центральные 211 кассет в своей средней части содержат топливные элементы активной зоны, в верхней и нижней частях — элементы верхней и нижней торцовых зон воспроизводства. Периферийные 500 кассет образуют боковую зону воспроизводства. Ячейки за боковой зоной используются в качестве хранилища для расхолаживания кассет перед их выгрузкой. За хранилищем расположены стальные болванки — нейтронная защита бака реактора. Общий вид реактора показан на рисунке.

Объем активной зоны ($\sim 2000 \text{ л}$) и энергонапряженность (500 кВт/л) обеспечивают минимальное количество топлива в цикле. С увеличением напряженности количество топлива растет за счет роста топлива на химической переработке и изготовлении твэла, при уменьшении — за счет роста критической загрузки.

Форма активной зоны определяет долю теплоносителя в зоне, скорость натрия и гидравлическое сопротивление на его прокачку, а также величину подогрева натрия. Эти факторы существенно улучшаются с увеличением

* Доклад № 311, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964.

отношения диаметра к высоте зоны D/H . Однако при этом увеличивается соотношение объемов торцового и бокового экранов, при $D/H > 1$ увеличивается критическая масса. С учетом теплофизических, гидравлических и ядерно-физических характеристик реактора

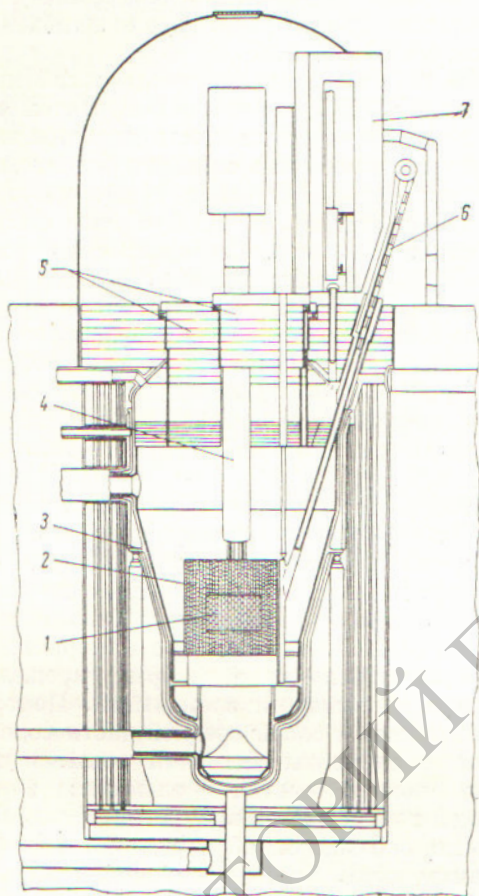
же переходить на кассеты топливных элементов с различными топливными материалами.

В качестве топливного материала для реактора БН-350 принято керамическое горючее — смесь двуокиси плутония (19% плутония) и U^{238} . На первом этапе возможна загрузка обогащенной двуокиси урана (23%). Критические условия достигаются при 780 кг плутония (950 кг U^{235}). Аналогично БР-5 топливный элемент реактора БН-350 представляет собой трубку из нержавеющей стали диаметром 5 и толщиной 0,4 мм, заполненную брикетами из спеченной двуокиси.

Давление газообразных продуктов деления даже при их полном выходе из окиси создает напряжения в оболочке, которые вместе с термическими напряжениями не превышают допустимых. Снижение средней плотности двуокиси по сравнению с элементами БР-5 позволяет получить более глубокое выгорание. Для 5%-ного выгорания кампания топливного элемента составляет 300 суток. Топливные элементы собраны в шестигранные кассеты (в каждой по 217 элементов) с размером «под ключ» 96 мм. Равномерное распределение элементов осуществляется с помощью ребер на оболочке. Сверху и снизу элементы дистанционированы решеткой, в отверстия которой входят хвостовики элементов. Торцовые отражатели набираются в той же кассете из 74 элементов (37 вверху и 37 внизу, диаметр трубки 12 мм, толщина 0,4 мм), заполненных брикетами из двуокиси обедненного урана. Кассеты бокового отражателя содержат по 37 элементов (диаметр 14,2 мм, толщина 0,5 мм) с двуокисью обедненного урана. Средняя плотность заполнения элементов бокового и торцового экранов $9,5 \text{ г/см}^3$.

Такой состав различных зон обеспечивает коэффициент воспроизводства горючего $\sim 1,5$; внутренний коэффициент воспроизводства равен 0,62. Изменение реактивности в процессе работы реактора в течение месяца составляет 0,6% и в основном обусловлено уменьшением концентрации плутония в активной зоне. Компенсация потери реактивности осуществляется перемещением шести кассет с топливными элементами, расположенными в центральной части активной зоны и имеющими запас реактивности 1,4%, что обеспечивает возможность безостановочной работы в течение двух месяцев.

Изменение реактивности в процессе разогрева реактора и выхода на мощность составляет $2,4 \cdot 10^{-5} 1/^\circ\text{C}$ и $(0,5-0,7) \cdot 10^{-5} 1/\text{Мвт}$ (большая величина имеет место для работы на



Общий вид реактора:

1 — активная зона; 2 — зона воспроизводства; 3 — корпус; 4 — центральная колонна с приводами СУЗ; 5 — вращающиеся пробки; 6 — разгрузочный элеватор; 7 — разгрузочный бокс.

было принято значение D/H , равное 1,4. Диаметр активной зоны составил 1,5 м, высота 1,06 м, максимальная скорость натрия 10 м/сек , средний подогрев натрия в активной зоне 230°C , объемная доля натрия 39%. Для эффективного снижения утечки нейтронов из реактора толщина боковой и торцовых зон воспроизводства была принята равной 60 см. Конструкция реактора позволяет как уменьшать, так и увеличивать размеры активной зоны, изменяя плотность тепловыделения, а так-

свежем топливе, когда брикеты окиси не сцеплены с оболочкой и удлинение столбика окиси происходит независимо от удлинения оболочки). Основной вклад в мощностной эффект вносит эффект Доплера на U^{238} . Интегральный натриевый коэффициент по активной зоне отрицателен.

Компенсация температурного и мощностного эффектов осуществляется выведением из активной зоны в верхний торцовый отражатель кассеты с элементами, заполненными V_4C ; обогащение по V^{10} до 60%. Полная эффективность компенсатора равна 1% при количестве V^{10} 0,7 кг.

В переходных режимах совместно с температурным компенсатором работает один из двух стержней автоматического регулирования (АР). Стержни АР состоят из спрессованных блоков обогащенного V_4C , заключенных в трубки из нержавеющей стали. Эффективность каждого стержня равна 0,2%. Так как стержни АР в процессе поддержания уровня мощности находятся в активной зоне постоянно, то для сбора выделяющегося гелия в них предусмотрен специальный объем.

Для аварийной защиты применяются три кассеты стержней с обогащенным V_4C . Общий запас реактивности в этих стержнях составляет 4,5%. В зависимости от сигналов, действующих на систему аварийной защиты, обеспечивается введение борных стержней с различной скоростью. Защита быстрого реактора имеет ряд особенностей, связанных с большой интенсивностью потока быстрых нейтронов, уходящих из реактора. Поток нейтронов на краю зоны воспроизводства составляет значительную величину $5 \cdot 10^{13}$ нейтр./см²·сек. Поэтому баковая защита реактора состоит из первичной защиты, снижающей поток на стенку бака реактора, вторичной защиты вне бака, снижающей поток радиации на бетон, и бетонной защиты. Снижение потока нейтронов на бак и тепловыделения в его стенке в 10 раз обеспечивается стальными болванками (толщиной 120 мм), расположенными за хранилищем, слоем натрия (500 мм) и тепловой защитой бака из стали (60 мм). Тепловыделение в стенке бака составляет $0,4$ Вт/см³. Вторичная защита выполнена из стали (150 мм) и слоя окиси железа (200 мм), снижающих поток радиации до $5 \cdot 10^7$ Мэв/см²·сек. Толщина защиты из обычного бетона равна 2000 мм. Верхняя защита включает слой натрия, стальную плиту, опущенную в натрий, и чередующиеся между собой слои железа и графита.

Для обеспечения загрузки реактора свежими пакетами и выгрузки отработавших пакетов в конструкции реактора предусмотрена система поворотных защитных пробок с механизмом перегрузки, загрузочный бокс с передающими механизмами.

Первый контур включает реактор, теплообменник натрий—натрий, насос, системы очистки и индикации окислов в теплоносителе. На выходных и входных трубопроводах (диаметр 630 и 529 мм, толщина 15 и 13 мм соответственно) установлены запорные задвижки. До задвижек трубопроводы окружены предохранительным кожухом из углеродистой стали толщиной 5 мм. Центробежные насосы погружного типа с вертикальным валом обеспечивают при параллельной работе расход натрия через реактор 14 100 т/ч с напором 12 кг/см². Теплообменник с U-образными трубками имеет поверхность теплопередачи 850 м². Второй контур включает теплообменник натрий—натрий, парогенератор натрий—вода—пар, насос, системы очистки и индикации окислов натрия.

Парогенератор запроектирован с естественной циркуляцией с одной разделительной стенкой. Для обоснования одностеночной конструкции парогенератора были проведены опыты по разрыву стенок и взаимодействию натрия с водой и паром в моделях парогенератора. Опыты показали приемлемость выбранной конструкции. Вырабатываемый пар температурой 430°С и давлением 50 атм подается на турбогенераторы.

Оборудование первого контура выполнено и размещено таким образом, чтобы обеспечить работу и замену оборудования в условиях радиоактивного загрязнения. Для локализации возможных утечек радиоактивных продуктов над реактором предусмотрен цилиндрический защитный колпак из углеродистой стали диаметром 9,5 и высотой 10,4 м. Вверху колпака имеется съемный люк диаметром 2,5 м.

Аварийное расхолаживание реактора обеспечивается за счет естественной циркуляции и использования энергии инерции турбогенераторов. Так, в случае прекращения электроснабжения установки, что представляет наибольшую опасность из возможных аварийных ситуаций, первые 60—100 сек проток натрия через реактор обеспечивается циркуляционными насосами, питающимися от собственных турбогенераторов за счет их инерции. В дальнейшем сьем тепловыделения осуществляется с помощью естественной циркуляции теплоносителей по первому и второму контурам.

Реактор БН-350 является первым в СССР мощным энергетическим реактором на быстрых нейтронах. В связи с этим для начального периода работы выбраны уже достигнутые и экспериментально хорошо обоснованные параметры, обеспечивающие достаточную надежность реактора. Сооружение и эксплуатация реактора БН-350 вместе с развитием исследовательских и экспериментальных работ позволит определить возможности и степень осуществимости различных новых идей, обещающих дальнейший прогресс в области быстрых энергетических реакторов.

Такими, уже очевидными путями для подобного типа реакторов являются:

1. Увеличение глубины выгорания топлива, что приводит к сокращению количества топлива в цикле, уменьшению количества потребляемых и перерабатываемых твэлов.

2. Уменьшение количества стали в активной зоне и увеличение содержания топлива. В настоящее время выбор оболочки толщиной 0,4 мм для БН-350 сделан главным образом из условий технологии изготовления и необходимости выдерживать напряжения от давления газовых продуктов деления. Использование твэлов с выпуском газа в теплоноситель позволит уменьшить толщину оболочки, что заметно увеличит коэффициент воспроизводства.

3. Применение других топливных материалов. Карбидное и металлическое топливо позволяет получить более высокий коэффициент воспроизводства по сравнению с оксидным. Однако сейчас пока еще отсутствует опыт по глубокому выгоранию соответствующих композиций. В настоящее время в БР-5 испытываются твэлы с монокарбидом урана, а к концу 1964 г. намечена замена почти всей активной зоны на монокарбидное топливо.

4. Применение сокращенных перспективных методов переработки топлива вместе с повышением плотности тепловыделения в активной зоне существенно уменьшит количество топлива в цикле.

5. Увеличение термического к. п. д. установки. Увеличение температуры теплоносителя на выходе из реактора позволяет поднять параметры пара.

В настоящее время ведутся разработки по созданию установки с электрической мощностью 1 млн. кВт (БН-1000). Применение смеси монокарбида урана и монокарбида плутония позволяет получить в БН-1000 коэффициент воспроизводства 1,75. Воспроизводство в активной зоне будет полностью компенсировать сгорающее горючее, что существенно упростит требования компенсации реактивности и обеспечит длительную непрерывную работу реактора. Форма активной зоны реактора более плоская по сравнению с БН-350 [2]. Предполагается достижение параметров пара, равных 580°С и 240 атм.

Для обоснования основных технологических и конструкторских решений подобных высокотемпературных, высоконапряженных реакторов, а также других перспективных быстрых реакторов большой мощности принято решение о разработке быстрого опытного реактора БОР. Этот реактор с натриевым охлаждением в первом контуре рассчитан на тепловую мощность 40—60 Мвт с плотностью тепловыделения единицы объема активной зоны до 1500 кВт/л; температура натриевого теплоносителя на выходе из аппарата составляет 630—650°С. Предполагается исследовать возможность достижения выгорания топлива более 10% и использования негерметичных для газовых продуктов деления твэлов с тонкостенной оболочкой. Эксплуатация реактора БОР позволит получить массовый опыт по стойкости различных по конструкции и делящимся композициям топливных элементов в условиях глубокого выгорания, опыт работы реактора, оборудования и технологических приборов, опыт технологии радиоактивного натрия при высоких рабочих температурах. Накопленный опыт позволит приступить к созданию экономичных быстрых реакторов с более дешевой электроэнергией, чем на тепловых станциях.

ЛИТЕРАТУРА

1. А. И. Лейпунский и др. Доклад № 312, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964.
2. А. И. Лейпунский и др. Там же, доклад № 369.

