

3. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Преимуществом реактора на быстрых нейтронах является возможность вовлечения в энергетику делящегося урана-238 – основного изотопа в природном уране. Кроме того, высокотемпературный реактор на быстрых нейтронах позволяет нарабатывать плутоний-239 – ценное топливо для тех же ядерных реакторах.

Идею быстрого реактора (БР) впервые высказал Э.Ферми ещё в 1942 г. Первые два реактора на быстрых нейтронах появились в США: сначала был собран стенд «Клементина» (работал с 1946-го по 1952 г. в Лос-Аламосе), а в 1951 году — EBR-1 (experimental breeder reactor), который показал, что можно и вырабатывать электроэнергию, и воспроизводить топливо в одном устройстве, т.е. быстрый реактор может быть и энергетическим и бридером.

Независимо от Ферми идею расширенного воспроизводства ядерного топлива в БР в 40-х годах выдвинул и обосновал А. Лейпунский, воплотивший ее впоследствии в серии экспериментальных устройств. Первый советский экспериментальный стенд нулевой мощности БР-1 был пущен в Обнинском ФЭИ в 1956 г. и проработал два года, подтвердив возможность расширенного воспроизводства плутония. На реакторе БР-5 (после модернизации 1973 г. - БР-10), работающем с 1959 г., были получены данные, необходимые для разработки энергетических быстрых реакторов с натриевым охлаждением.

В конце 50-х к лидерам атомной гонки присоединилась Англия с установкой DFR в Даунри. Первый энергетический быстрый реактор «Энрико Ферми», построенный на озере Эри около Детройта, дал ток в 1965 г., правда, уже в 1966 году на нем произошла авария. После ее ликвидации станцию вновь запустили, но её конструкция оказалась неудачной. Поэтому в 1974 г. на ее месте установили обычный тепловой реактор.

В СССР со временем также были построены сравнительно мощный экспериментальный реактор БОР-60 (г. Димитровград, 1969) и энергетические реакторы БН-350, БН-600, БН-800 (быстрые натриевые).

Реактор БН-350 (г. Актау, Каспийское море, 1972) - первый энергетический быстрый реактор, важный энергоисточник Восточного Казахстана (и опреснитель морской воды), дал большой опыт промышленного масштаба и явился экспериментальной базой для крупномасштабного освоения технологии натрия, физических исследований и испытаний топливных сборок, других элементов активной зоны, оборудования. Ныне демонтирован.

Реактор БН-600 (п. Заречный, 1980) - энергетический реактор, работающий в энергосистеме Среднего Урала в качестве III блока Белоярской АЭС. Реактор имеет прогрессивную, с точки зрения безопасности, интегральную компоновку, высокую надежность, хорошие энергетические параметры, практически не влияет на окружающую среду.

Массового ввода быстрых реакторов в энергетику и в наработку оружейного плутония не произошло. В 70-х годах при президенте Картере американцы отказались от строительства бридеров, обосновав это тем, что из-за возможности выработки высококачественного плутония их эксплуатация могла привести к нарушению закона о нераспространении ядерного оружия. В условиях энергетического кризиса американцы предпочли проверенные установки на тепловых нейтронах дорогостоящим недоработанным «быстрым» и «опасным» технологиям. В отличие от США ряд европейских стран продолжил исследования в области быстрых реакторов. Успех этих проектов сделал бы их рынки ядерного топлива, где не так много или вовсе нет разведанных запасов урана, достаточно независимыми от внешних поставщиков атомного сырья. Успешный опыт эксплуатации французской станции «Феникс», при строительстве которой использовались многие идеи, ранее воплощенные в советском промышленном реакторе БН-350, подвигнул Францию, Германию, Бельгию, Италию и Швейцарию на создание совместной АЭС «Суперфеникс» (SFX), которая была пущена в 1986 г.

Реакторы на быстрых нейтронах дают возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего. Это значит, что, например, на 100 разделившихся ядер горючего в реакторах на быстрых нейтронах образуется примерно 120–140 новых ядер, способных к делению.

Внедрение реакторов на быстрых нейтронах (быстрых реакторов-размножителей или реакторов-бридеров) в энергетику могло бы шестидесятикратно (и более) увеличить эффективность использования урана. Каждый такой реактор, загруженный первоначально естественным ураном, очень быстро достигает стадии, когда каждая тонна руды выдает в 60 раз больше энергии, чем в обычном реакторе. Этот тип реакторов может работать на плутониевом топливе, произведенном в обычных реакторах, и эксплуатироваться в замкнутом цикле с собственным заводом по переработке отработанного топлива. При развитии энергетики реакторов на быстрых нейтронах может быть решена задача самообеспечения ядерной энергетики топливом.

Быстрые реакторы открывают возможность использования не делящихся в реакторах на тепловых нейтронах изотопов тяжелых элементов. В топливный цикл могут быть вовлечены запасы ^{238}U и ^{232}Th , которых в природе значительно больше, чем ^{235}U – основного горючего для реакторов на тепловых нейтронах. В том числе может быть использован и так называемый «отвалый уран», оставшийся после обогащения ядерного горючего ^{235}U .

Теплоносителями в реакторе на быстрых нейтронах выступают расплавы металлов или солей. Наибольшее распространение получило использование натрия. Отметим, что с точки зрения эффективности воспроизводства, натрий – не лучший выбор теплоносителя для быстрого реактора-наработчика. Хуже натрия может быть только вода. Лёгкий химический элемент Na (атомный вес всего лишь 23) превращается в активной зоне в замедлитель. Спектр нейтронов из-за этого существенно смягчается – растёт доля нейтронов с меньшими энергиями – и показатели воспроизводства ядерного топлива падают. Однако у натрия есть немаловажные теплофизические и прочие преимущества над тяжёлыми теплоносителями типа свинца и свинца-висмута, и поэтому конструкторам пришлось пойти на компромисс.

Одним из следствий применения натрия в БН стало то, что процессы получения энергии деления и производства плутония в этих реакторах пространственно разделены. Новые делящиеся изотопы образуются в боковой и торцевых зонах воспроизводства, или blanketах, окутывающих активную зону наподобие одеяла – откуда и пошло их английское название *blanket*.

К достоинствам быстрых реакторов можно отнести большую степень выгорания топлива (т.е. большой срок кампании), а к недостаткам – дороговизну, из-за невозможности использования простейшего теплоносителя – воды, конструкционной сложности, высоких капитальных затрат и высокой стоимости высокообогащенного топлива.

БН - ядерный реактор, на быстрых нейтронах. Корпусной реактор-размножитель. Теплоносителем первого и второго контуров обычно является натрий. Теплоноситель третьего контура - вода и пар. В быстрых реакторах замедлитель отсутствует

В России функционируют быстрые реакторы с натриевым теплоносителем БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600 (в составе Белоярской АЭС) и БН-800 (строится).

БН-600 - реактор на быстрых нейтронах с электрической мощностью 600 МВт. Корпусной реактор - размножитель с интегральной компоновкой оборудования. Тепловая схема блока трехконтурная (**Рис. 12**): в первом и втором контурах теплоносителем является натрий, в третьем - вода и пар.

Отвод тепла от активной зоны осуществляется тремя независимыми петлями циркуляции, каждая из которых состоит из главного циркуляционного насоса 1 контура, двух промежуточных теплообменников, главного циркуляционного насоса 2 контура с буферной емкостью на входе и с баком аварийного сброса давления, парогенератора, конденсационной турбины со стандартной тепловой схемой и генератора. Использование натриевого теплоносителя обусловило применение ряда таких специальных систем, как: электрообогрев оборудования и трубопроводов, электромагнитных насосов, фильтр-ловушек очистки натрия, диагностики протечек воды в натрий, локализации продуктов взаимодействия натрия с водой при межконтурных неплотностях парогенератора, пожаротушения натрия, отмывки оборудования и ТВС от натрия, очистки инертного защитного газа аргона.

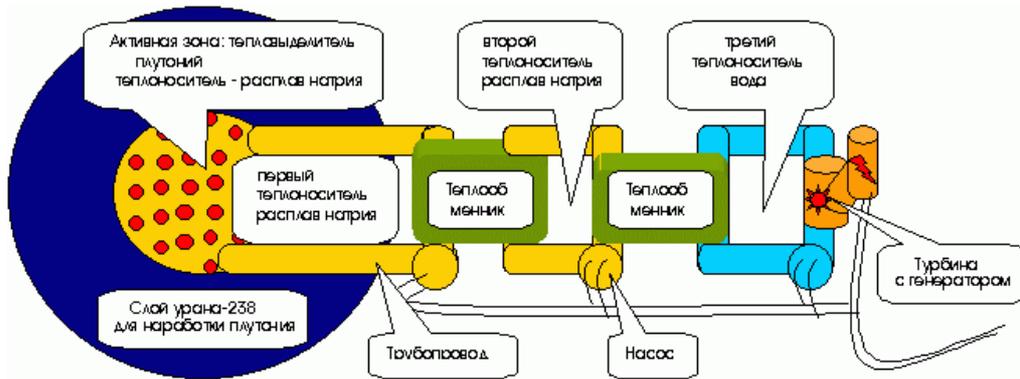


Рис. 12. Блок-схема энергетического реактора на быстрых нейтронах

Ядерный реактор БН-600 выполнен с «интегральной» компоновкой оборудования, при которой активная зона и оборудование первого контура

(главные циркуляционные насосы и промежуточные теплообменники) размещены в корпусе реактора (**Рис. 13**). Корпус реактора представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим днищем и конической верхней крышкой, выполненной с одиннадцатью горловинами - для поворотной пробки, насосов первого контура, промежуточных теплообменников, элеваторов системы перегрузки тепловыделяющих сборок. Цилиндрическая часть корпуса соединена с днищем путем сварки через переходное опорное кольцо, на котором установлен опорный пояс, являющийся основой несущей конструкции внутри корпуса реактора; он образует системой радиальных ребер три сливные камеры для натрия, выходящего из теплообменников.

Твэлы заполнены по длине активной зоны втулками из обогащенного оксида урана (или смеси оксидов урана и плутония), а выше и ниже активной зоны расположены торцевые экраны из брикетов окиси "отвального" урана. Твэлы зоны воспроизводства заполнены брикетами из "отвального" урана. Газовые полости над уровнем натрия в реакторе заполнены аргоном.

Активная зона БН окружена в радиальном и осевом направлениях зонами воспроизводства (blankетом), заполненными воспроизводящим материалом — обедненным ураном, содержащим 99,7 - 99,8 % ²³⁸U (**Рис. 14**).

Главная же особенность использования уран-плутониевого топлива в БН состоит в том, что в его активной зоне процесс деления ядер быстрыми нейтронами сопровождается большим выходом (на 20 - 27 %) вторичных нейтронов, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это создает основную предпосылку для получения высокого значения коэффициента воспроизводства и обеспечивает расширенное воспроизводство ядерного топлива в реакторах-размножителях.

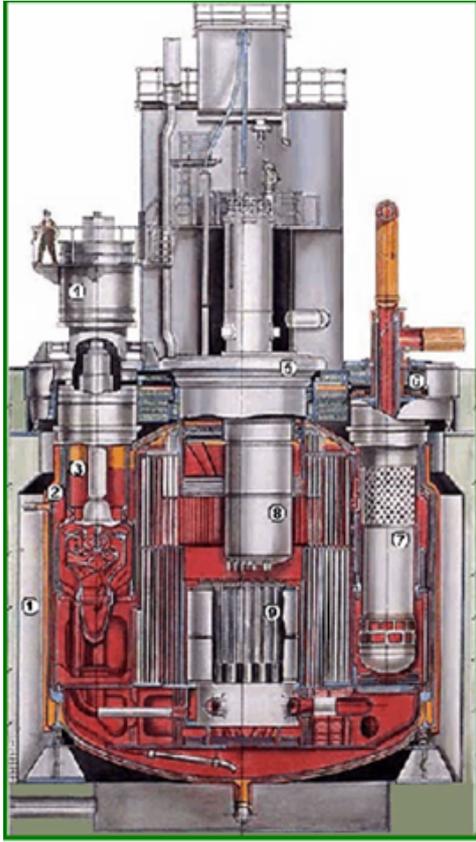
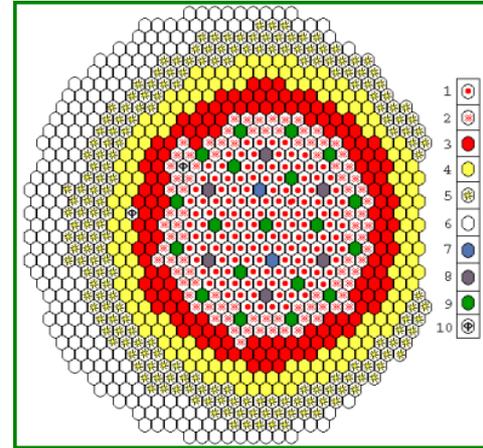


Рис. 13. Конструкция реактора БН-600

1-Шахта; 2-Корпус; 3-Главный циркуляционный насос 1 контура; 4-Электродвигатель насоса; 5-Большая поворотная пробка; 6-Радиационная защита; 7-Теплообменник "натрий-натрий"; 8-Центральная поворотная колонна с механизмами СУЗ; 9-Активная зона.

Рис. 14. Картограмма загрузки реактора БН-600 1-ТВС активной зоны с малым обогащением топлива ураном 235; 2-ТВС активной зоны со средним обогащением; 3-ТВС активной зоны с большим обогащением; 4-ТВС внутренней зоны воспроизводства; 5-ТВС внешней зоны воспроизводства; 6-Хранилище отработавших сборок; 7-Стержни автоматического регулирования; 8-Стержни аварийной защиты; 9-Компенсирющие стержни; 10-Фотонейтронный источник.



На основе уже освоенных реакторов с натриевым теплоносителем при соблюдении условий безопасности возможно создание подкритических гибридных систем, включающих подкритический ядерный реактор и протонный ускоритель. Такие системы повышают эффективность выжигания младших актинидов до 40%. Расчеты показывают, что в реакторе тепловой мощностью 400 МВт выжигание минорных актинидов

может составить до 125 кг (Np или Am) в год.

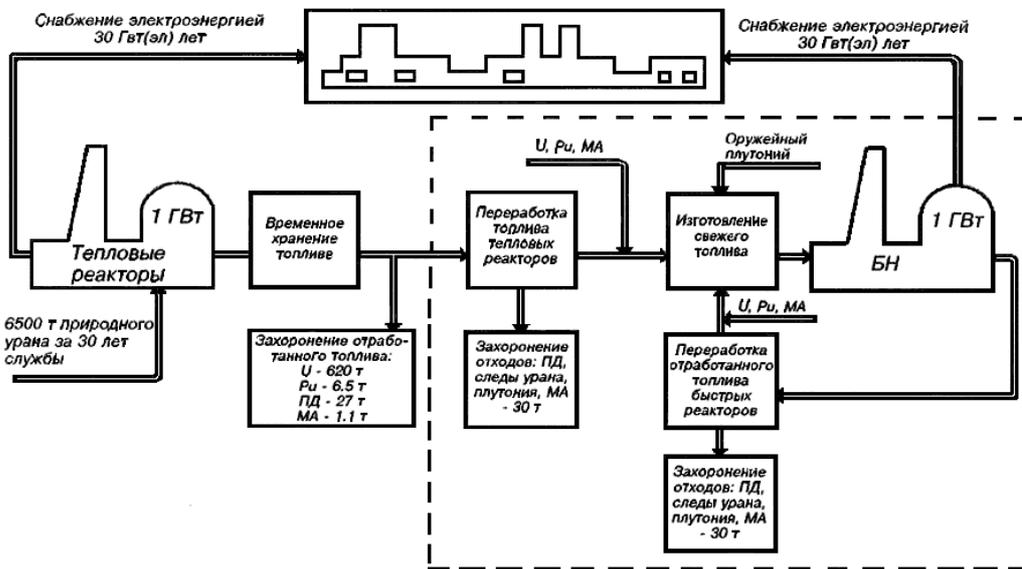


Рис. 15. Замкнутый топливный цикл с быстрым реактором типа БН

Плутоний, нарабатываемый в реакторах на тепловых нейтронах, является основой ядерного топлива (смесь плутония и природного урана) для реакторов на быстрых нейтронах. Важно, что АЭС с быстрыми реакторами являются также выжигателями младших актинидов (нептуния, америция, кюрия) и продуктов деления ядерного топлива (цезия, технеция, йода). Младшие актиниды и продукты деления могут выжигаться при подмешивании их к основному топливу или заключении в инертную матрицу в специальных сборках.

БН-600	БН-800	БН-1800
600/1470 МВт (эл./тепл.)	800/2100 МВт (эл./тепл.)	1800/4000 МВт (эл./тепл.)
Топливо (гибридная активная зона) $(UO_2) + (UO_2 + PuO_2)$	I. Топливо $UO_2 + PuO_2$	Топливо $UN-PuN$
Количество ТВС с МОХ-топливом, шт 91 (из 400)	Утилизация плутония за год (при КИУМ=0.8), кг 1700	Внешний топливный цикл без отделения плутония от урана КВА 1,04
Утилизация плутония за год (при КИУМ=0.77), кг 270	Утилизация малых актинидов за год (при КИУМ=0.8), кг 90	Загрузка плутония, кг 10500
	II. Топливо $(U - Pu)N^{15}$	Среднее обогащение, % 14,4
	Внешний топливный цикл без отделения плутония от урана. КВА 1,04	Выгорание выгружаемого топлива (макс/ср. % Т.а.) 15/12,4
		Кампания топлива, лет 6

Рис. 16. Развитие быстрых атомных реакторов с натриевым теплоносителем типа БН в России.

Подводя итоги этого параграфа отметим, что

Реакторы-размножители на быстрых нейтронах, производя больше топлива, чем сами потребляют, позволяют использовать фактически весь уран, произведенный горнодобывающей промышленностью утилизировать в огромных количествах бедные урановые и ториевые руды, рассеянные в земных горных породах. С помощью топливного цикла реакторов-бридеров приблизительно в 60 раз большее количество энергии можно извлечь из первоначально добытого урана по сравнению с открытым циклом, базирующимся на обычных легко-водных реакторах. Реакторы бридерного типа можно использовать в качестве источника электроэнергии в течение тысяч лет. Вместе с тем работа бридерных реакторов не связана с выбросом в атмосферу вредных продуктов сгорания (утечка радиоактивности из быстрых бридеров в воздух близка к нулю).

Чрезвычайно высокая эффективность делает реакторы-бридеры привлекательными для энергетики. Однако, их высокая стоимость, с одной стороны, и распространенность дешевого урана, с другой, вряд ли будут способствовать их широкому внедрению в атомную энергетику в течение ближайших десятилетий, вплоть до 2050 года.

Тем не менее, программа перехода на реакторы подобного типа существует. В России она уже начала осуществляться (см. **Рис. 16**).