

УДК 621.3

РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Андреев В.А., Лугачев В.М.

Научный руководитель Новиков С.О.

В данной работе собран аналитический обзор материалов по принципу действия, устройству, видам, строению и использованию реакторов на быстрых нейтронах, а также виды топлива их актуальность на данный момент и в ближайшем будущем.

Мы обратили внимание и выбрали именно эту тему, так как данная тема набирает популярность среди ученых и специалистов и становится все более актуальна в связи с рядом факторов, таких, как активное использование невозобновляемых ресурсов, которых в природе небольшое количество, а также хранение отходов ядерного производства. Цель работы – информирование обучающихся.

В статье «Реакторы на быстрых нейтронах» был рассмотрен принцип работы и строение на примере энергетического реактора на быстрых нейтронах БН-600. В ней были упомянуты и многие другие реакторы разных типов.

Атомная энергетика - важнейшая подотрасль глобальной энергетики, начавшая несколько десятков лет назад вносить заметный вклад в глобальное производство электроэнергии. Она является наиболее перспективной, ведь имеет ряд экологических и экономических преимуществ, сочетание которых нельзя встретить в других областях энергетики. Себестоимость электроэнергии, вырабатываемой АЭС сегодня, позволяет говорить о серьезной конкуренции с их стороны другим типам электростанций. (в РБ предполагается 4 цента) Около 17% производства электроэнергии в мире принадлежит АЭС. В целом же на сегодняшний день мировая атомная энергетика включает в себя 440 атомных реакторов, которые расположены в 31 стране мира и суммарно производят около 370 ГВт электроэнергии. Явное преимущество АЭС - отсутствие выбросов аэрозолей и парниковых газов в атмосферу. Более того, атомная энергетика не стоит на месте, она совершенствует свои технологии, направленные на достижение более эффективного использования природных ресурсов, увеличение КПД установок, усовершенствование систем контроля и безопасности, снижение стоимости монтажа, эксплуатации оборудования, решение вопроса с отработанным топливом. В этой связи наиболее перспективным направлением видится развитие ядерной энергетики с активным внедрением реакторов на быстрых нейтронах, как установок, отвечающих современным экономическим и природным условиям.

Принципы работы реактора на быстрых нейтронах высказал в 1942 году итальянский физик-ядерщик Энриико Ферми. Первые реакторы на быстрых нейтронах были построены в США, ими стали: стенд «Клементина», построенный в 1946 в Лос-Аламосе, и экспериментальный реактор EBR-1, запущенный в 1951 в Айдахо. А уже в 1963 году возле Детройта была введена в эксплуатацию АЭС, где использовался реактор на быстрых нейтронах, который выдавал мощность 100 МВт. Исследования и разработки реактора на быстрых

нейтронах проводились и в СССР. Первый реактор, выдававший энергию и тепло был построен в 1970 году в Димитровграде, а первая советская АЭС с реактором на быстрых нейтронах была введена в эксплуатацию в 1972 году в казахстанском городе Шевченко (Акту). Она вырабатывала электроэнергию и опресняла воду. В 1973 Франция запустила АЭС с быстрым реактором Phenix, в 1974 построен британский быстрый реактор PFR. Все реакторы имели мощность 250 МВт. Позже промышленные реакторы на быстрых нейтронах активно строились во Франции, Германии, Японии и СССР. В России на сегодняшний день работает единственная в мире АЭС с быстрыми нейтронами – Белоярская, где применены реакторы БН-600 (запущен в 1980) и БН-800 (запущен в 2015). Сейчас в Японии, России и Китае ведутся исследования по созданию проектов реакторов на быстрых нейтронах. Индия, Китай, Япония и Россия активно развивают проекты по строительству как экспериментальных, так и коммерческих реакторов на быстрых нейтронах (Индия внедряет реактор PFBR-500). Все это позволяет говорить о перспективности данного направления и необходимости его всестороннего изучения, эти цели мы и преследуем при написании нашей работы.

Первоначально реакторы на быстрых нейтронах использовались для производства оружейного плутония. Это, с одной стороны дало огромное финансирование разработок в этой области на начальном этапе, однако в эпоху холодной войны из-за ограничений по количеству ядерного оружия, наоборот, были свёрнуты многие проекты.

Атомные электростанции классифицируются в соответствии с типом используемых реакторов на АЭС с реакторами на тепловых нейтронах и с реакторами на быстрых нейтронах. Первый тип реакторов на данный момент активно используется по всему миру. Современные реакторы на тепловых или медленных нейтронах работают на обогащенном уране-235, доля которого в природном уране составляет 0,7%. Уран-238 составляет в свою очередь остальные 99,3% природного урана. Но для реакторов на тепловых нейтронах уран-238 является отвальным. Так как природный уран является невозобновляемым ресурсом, то несложно догадаться, что получение электроэнергии таким способом, а именно при помощи реакторов на тепловых нейтронах, не будет длиться бесконечно. На сегодняшний момент специалисты прогнозируют, что данный ресурс закончится в мире по оценкам МАГАТЭ приблизительно через 85 лет. Однако отвалный уран-238 активно размещают на специальных складах и отвалах в большом количестве.

Здесь мы можем заметить одно из главных преимуществ реакторов на быстрых нейтронах: в качестве топлива используется уран-238, который находится на складах в большом количестве. Во-первых, мы избавляемся от радиоактивных отходов. Во-вторых, у нас есть много топлива, которое не нужно добывать, но нужно перерабатывать. Еще одним преимуществом данного типа реакторов является замкнутый топливный цикл.

Разберемся с принципом действия реактора на быстрых нейтронах. В активной зоне происходит деление U-235 или Pu-239 (далее U-235, U-238, Pu-239 – обозначение уран-235, уран-238, плутоний-239 соответственно) с

испусканием нейтронов и выделением энергии, происходит нагрев теплоносителя (получение энергии), ничем не замедленные нейтроны летят к бланкетам – специальным устройствам, где находится отработанное ядерное топливо, в основном U-238. В бланкетах происходит столкновение нейтронов и ядер U-238, происходят 2 бета-распада и образуется Pu-239.

Причём образуется атомов в 1,5 раза больше чем распалось (при распаде 1 кг Pu-239 или U-235 в бланкете образуется 1,5 кг Pu-239). Из отработанного топлива — плутоний можно выделить химическим путем, и сделать МОХ-топливо (смесь оксидов плутония и урана) которое можно сжечь как в быстрых реакторах, так и в обычных, тепловых. В этом и заключается замкнутый топливный цикл. Процесс химической переработки отработанного топлива может быть весьма трудным из-за его высокой радиоактивности и пока решен не полностью.

Для природного тория — аналогичный процесс, торий захватывает нейтрон, и после спонтанного деления становится ураном-233, который делится примерно также, как и уран-235 и выделяется из отработанного топлива химическим путем:

Устройство реактора на быстрых нейтронах рассмотрим на примере промышленного энергетического реактора на быстрых нейтронах — БН-600 (рис.1).

Быстрый реактор БН-600 состоит из двух частей – активной зоны, куда помещают диоксид урана (UO_2), обогащенного по урану-235 до 17-26 процентов. Такое обогащение по урану-235 необходимо для запуска реактора. В активной зоне происходит в основном деление урана-235 и плутония-239.

Активная зона окружена зоной воспроизведения (бланкетом). В бланкете расположены сборки из обедненного диоксида урана. Содержание урана-235 в нем меньше, чем в природном уране. В основном это уран-238. В бланкете не нужно поддерживать цепную реакцию. Он служит для получения ядер делящихся с помощью тепловых нейтронов. Под действием нейтронов, вылетающих из активной зоны, уран-238 в бланкете превращается в плутоний-239. После того, как из урана-238 будет наработано достаточное количество плутония-239 из него изготавливают МОХ-топливо ($PuO_2 + UO_2$), которое будет использоваться в дальнейшем. Переработка использованного топлива, особенно в бланкете, типична для циклов в быстрых реакторах. Обычно, выделенный с помощью переработки, плутоний вводится в активную зону как МОХ-топливо. Причем, такая переработка топлива бланкета может осуществляться до трех раз.

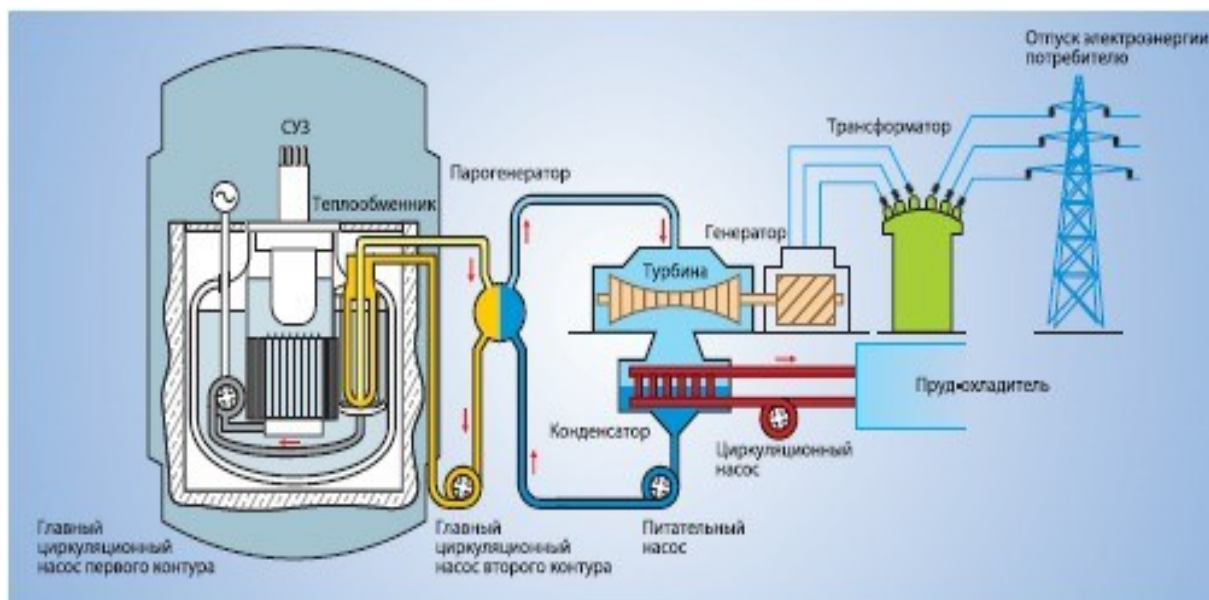


Рисунок 1. – Структурная схема устройства реактора на быстрых нейтронах

Теплоносителем в первых контурах реактора служит жидкий натрий. Одним из следствий применения натрия в БР 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, окутывающих активную зону наподобие одеяла – отсюда и пошло их английское название blanket.

Давление в реакторе держится чуть выше атмосферного даже если температура натрия около 600 °С. Таким образом, реактор работает под небольшим давлением, что достаточно безопасно. Натрий практически не вызывает коррозию конструкционных материалов. Кроме того, натрий обладает прекрасными теплофизическими свойствами: он хорошо принимает, проводит и отдает тепло. Натрий практически не снижает энергию нейтронов и не является замедлителем, что существенно для быстрых реакторов.

Активная зона и зона воспроизводства расположены в баке реактора. Через активную зону циркулирует натрий первого контура, который разогревается с 347 до 550 °С. В теплообменнике он передает тепло натрию второго контура. Второй контур служит для того, чтобы радиоактивный натрий из первого контура не мог проникнуть во второй, а затем и в третий контур. Теплоносителем третьего контура служит вода. Вода закипает, и пар поступает на турбину.

Теплоносители. В отличие от реакторов на тепловых нейтронах, например, водо-водяных, воду в качестве теплоносителя в реакторах на быстрых нейтронах использовать нельзя по причине того, что она чрезвычайно эффективно замедляет нейтроны. Воду можно заменить натрием или калием, которые широко используются в быстрых реакторах по всему миру. Плюсы: низкая температура плавления и работа при около-атмосферном давлении, но эти металлы очень хорошо горят и реагируют с водой. Энергетический реактор БН-600 — работает именно на натриевом теплоносителе. Свинец, висмут используются в разрабатываемых сейчас в России реакторов БРЕСТ и СВБР.

Минусы: если реактор охладился ниже температуры замерзания свинца или висмута, разогревать его очень сложно и долго.

Действующие реакторы и проекты.

БОР-60 - многоцелевой научно-исследовательский реактор на быстрых нейтронах, действующий с 1969 года. Используется для изучения новых видов ядерного топлива, создания новых конструкционных материалов и теплоносителей ядерных реакторов, производства и изучения изотопов, испытаний оборудования для атомных электростанций.

БН-600 – энергетический реактор на быстрых нейтронах, пущенный в эксплуатацию с 1980 года в 3-м энергоблоке на Белоярской АЭС. Электрическая мощность – 600 МВт.

БН-800 – энергетический реактор на быстрых нейтронах, действующий с 2016 года. Электрическая мощность – 880 МВт. В качестве топлива используется уран-плутониевое мокс-топливо. Функционирует в 4-м энергоблоке на Белоярской АЭС. Кроме своего основного (производственного) назначения, первый действующий реактор БН-800 имеет большое экспериментальное значение - на нем производится окончательная отработка технологии реакторов данного типа, которые предстоит применить в реакторе БН-1200.

Как говорилось ранее, реакторы на быстрых нейтронах имеют много плюсов и достоинств, однако такие типы реакторов не получили широкого распространения. В первую очередь это связано с особенностями их конструкции. «В реакторах на быстрых нейтронах термические и радиационные нагрузки гораздо выше, чем в тепловых реакторах, — объясняет главный инженер Белоярской АЭС Михаил Баканов. — Это приводит к необходимости использовать специальные конструкционные материалы для корпуса реактора и внутриреакторных систем. Корпуса ТВЭЛ и ТВС изготовлены не из циркониевых сплавов, как в тепловых реакторах, а из специальных легированных хромистых сталей, менее подверженных радиационному ‘распуханию’. С другой стороны, например, корпус реактора не подвержен нагрузкам, связанным с внутренним давлением, — оно лишь чуть выше атмосферного».

Заключение. Можно выделить плюсы и минусы реакторов на быстрых нейтронах. Плюсы: топлива для данного типа реакторов хватит на очень долгий период, при этом ранее “отвалыные” ресурсы будут использоваться, а не храниться на складах и отвалах; возможность использовать замкнутый топливный цикл. Минусы: высокая стоимость строительства в сравнении с реакторами на тепловых нейтронах; некоторые технические проблемы. В заключение можно сказать, что данный тип реакторов является недалеким будущим ядерной энергетики. Он сможет решить одну из основных проблем отрасли - нехватку топливных ресурсов и складирование ядерных отходов.

Литература

1. Реакторы на быстрых нейтронах // [Электронный ресурс] - Режим доступа: <http://energetika.in.ua/ru/books/book-4/part-1/section-2/2-4/2-4-2>. - Дата доступа: 25.03.2019

2. Реактор на быстрых нейтронах // [Электронный ресурс] - Режим доступа: <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ne/ne5.htm>. - Дата доступа: 20.03.2019
3. Реакторы на быстрых нейтронах – вот надежда человечества! // [Электронный ресурс] – 2013.- Режим доступа: <https://habr.com/ru/post/180717>. - Дата доступа: 21.03.2019
4. Баллада о быстрых нейтронах // [Электронный ресурс] – Режим доступа: <https://www.popmech.ru/science/9816-ballada-o-bystrykh-neytronakh-unikalnyu-reaktor-beloyarskoj-aes/#part0>. – Дата доступа: 24.03.2019
5. Левин В. Е. Ядерная физика и ядерные реакторы/ В.Е. Левин. - Москва: Атомиздат, 1979. – 4-е изд.
6. Петунин В. П. Теплоэнергетика ядерных установок / В.П. Петунин. - Москва: Атомиздат, 1960.