

ЭЛЕКТРОЯДЕРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ТРАНСМУТАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ПРОИЗВОДСТВА ТЕПЛОВОЙ И ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ ЭНЕРГИИ (современное состояние и перспективы)

Электроядерные установки (гибрид ускорителя частиц и безопасной размножающей зоны атомного реактора) позволяют получать энергию из «негорючих» изотопов урана и тория. Но самое главное – в таких установках нет самоподдерживающейся цепной реакции, поэтому они безопасны. Второе важное обстоятельство – одновременно с выделением тепла в электроядерных установках могут сжигаться не только ее собственные радиоактивные «шлаки», но и радиоактивные отходы с нескольких других атомных электростанций. Отпадает необходимость в дорогостоящих и экологически весьма небезопасных «могильниках» для долговременного хранения таких отходов. В настоящее время электроядерная технология вступает в стадию практического осуществления. Спроектированы и близки к началу строительства экспериментальные электроядерные электростанции.

Оценки показывают, что тепло таких станций в несколько раз дешевле получаемого при сжигании угля, нефти и газа, а производимая ими электроэнергия вдвое дешевле, чем на обычных АЭС. Опыт эксплуатации таких установок позволит оценить эффективность трансмутационной переработки радиоактивных отходов.

ОСНОВНАЯ ИДЕЯ

Недостаток современной атомной энергетики не только в том, что она небезопасна с точки зрения развития неконтролируемой реакции деления, но также и в связи с накоплением в реакторах огромных количеств сильно радиоактивных ядер-осколков и очень тяжелых трансурановых ядер. Многие из этих ядер сохраняют радиоактивность в течение сотен тысяч и даже миллионов лет. (см. Рис. 1). Для них требуются надежные «могильники», строительство и обслуживание которых очень дороги.

Существует, однако, безопасный способ извлечения атомной энергии, при котором нет такого самоотравления. Для этого требуются высокоточные ускорители протонов. Такие машины теперь созданы и новое направление ядерной энергетики стало практически возможным.

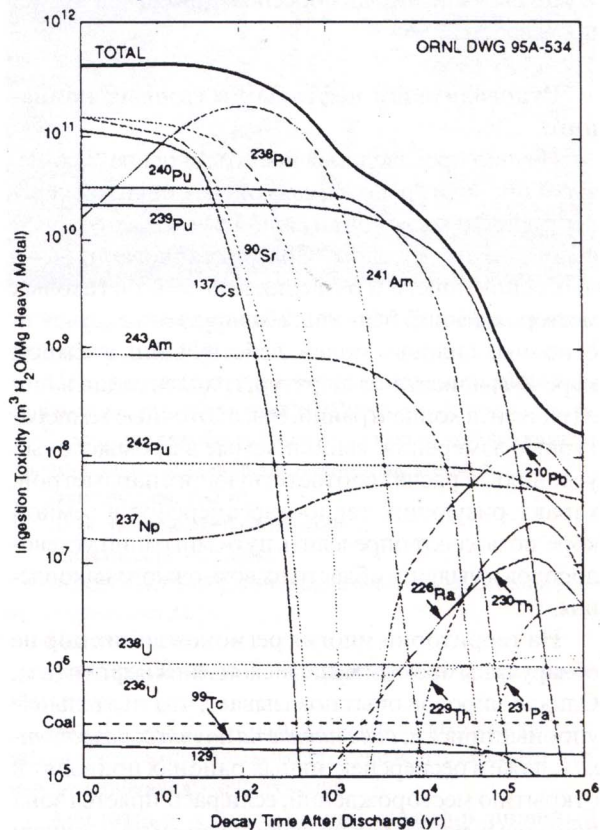


Рис. 1. Так изменяется с течением времени радиоактивность атомного реактора после его остановки. Горизонтальная ось – время (годы), вертикальная ось – уровень радиоактивности (относительные единицы). Показан вклад наиболее опасных трансурановых изотопов и их суммарная радиоактивность.

Видно, что в первую тысячу лет радиоактивность почти не спадает.. Образно говоря, происходит радиоактивное самоотравление реакторной энергетики.

Основная идея нового подхода состоит в следующем. Урановая (ториевая, плутониевая и т. п.) мишень облучается пучком сильно разогнанных протонов. Сталкиваясь с ядром мишени, протон выбивает из него несколько очень быстрых протонов и нейтронов, которые в свою очередь выбивают частицы из других

ядер урана. Образуется каскад, лавина постепенно замедляющихся частиц (см. Рис. 2). Замедлившись частицы уже не расщепляют ядра, а захватываются ими, превращая уран в плутоний, который интенсивно делится, выделяя большое количество тепла и испуская много новых нейтронов. Выход тепла может в сотню и более раз превосходить затраты энергии на ускорение первичных протонов.

Очень важно, что в отличие от обычного атомного реактора в такой «электроядерной системе» нет самоподдерживающейся цепной реакции. Все зависит от «подсветки» ускорителя – выключается ток и процесс немедленно прекращается. Никакой опасности взрыва. Более того, если к урановой, ториевой или плутониевой мишени примешаны другие

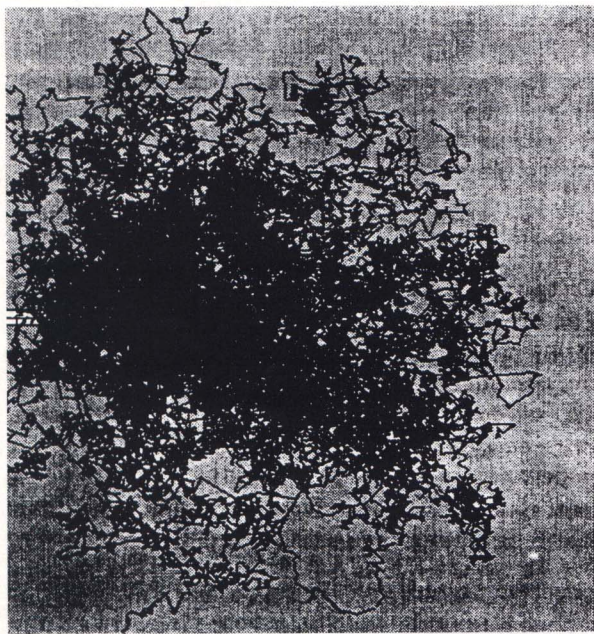


Рис. 2. Облако нейтронов, рожденных в свинцовой мишени одним протоном с энергией 1 ГэВ. В уране и в трансураниевых элементах рождается во много раз большее число нейтронов, и картина превращается в сплошное черное пятно. Высокая плотность нейтронов создает условия для захвата их ядрами и трансмутации последних в ядра других элементов

ядра – например, осколки деления, – то расчет и выполненные эксперименты показывают, что под действием интенсивного потока нейтронов они превращаются в стабильные ядра или в изотопы с более коротким временем жизни.

Например, радиоактивный изотоп технеция Tc-99, в больших количествах образующийся в реакторах АЭС (его мировая наработка составляет 6 т/год), поглотив нейтрон, превращается в стабильный изотоп рутения. Долгоживущие трансураны, захватывая нейтрон, распадаются на более легкие ядра с меньшим временем жизни. Происходит трансмутация – пережигание ядерных отходов.

ТИПЫ ЭЛЕКТРОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Первоначально (в конце 40-ых годов) идея электроядерных установок появилась в связи с необходимостью включить в энергетический оборот запасы урана U-238, переработав его в легко делящийся и стратегически важный в то время изотоп плутония Pu-239.

В зависимости от изотопного состава и конструкции размножающей мишени электроядерная установка может работать в разных режимах.

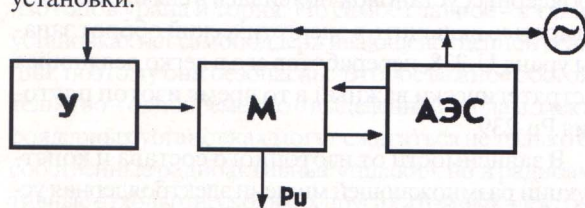
Она может быть ориентирована в основном на производство электроэнергии, с выжиганием лишь части радиоактивных отходов. В ней будет накапливаться плутоний и другие сильно радиоактивные трансураниевые элементы. Такая электроядерная установка подобна обычной АЭС, но с очень важным отличием – она безопасна, поскольку всегда остается в подкритической области. Напомним, что удаленность от области атомного взрыва характеризуется «коэффициентом размножения нейтронов» K_{eff} . Самоподдерживающейся цепной реакции в реакторах АЭС отвечает $K_{\text{eff}}=1$. При $K_{\text{eff}}>1$ происходит разгонка, взрыв. Электроядерные установки работают при $K_{\text{eff}}<1$. Оптимальной является область $K_{\text{eff}}=0.94-0.98$, когда деление урана происходит очень интенсивно, но еще не нужны сложных систем аварийной безопасности. По действующим правилам такие системы обязательны лишь при $K_{\text{eff}}>0.98$. У проектируемой к строительству в Испании электроядерной АЭС $K_{\text{eff}}=0.98$, у проектируемой в Дубне, опытной электроядерной установки с плутонием в качестве ядерного топлива, $K_{\text{eff}}=0.94$. Вырабатываемые электроядерными установками тепло и электроэнергия значительно дешевле еще и в силу того, что в этом случае не нужна дорогостоящая система аварийной защиты, а на питание ускорителя тратится не более 1–2% вырабатываемой электроэнергии.

Установка может эксплуатироваться в замкнутом цикле – с несколько меньшим (на 10–20%) выходом электроэнергии, но с выжиганием образующихся в

ней радиоактивных ядер. Такие установки перспективны для удаленных и трудно доступных районов.

Наконец, установка может использоваться в режиме трансмутатора – с относительно небольшим выходом тепла и электроэнергии, обеспечивающих ее собственные нужды, но с выжиганием больших объемов радиоактивных отходов других АЭС (см. Рис. 3). Именно такую установку, перерабатывающую отходы сразу нескольких АЭС, предполагается создать и испытать в Испании

Рис. 3. Принципиальная схема электроядерной установки.



Ускоритель (У) бомбардирует пучком протонов мишень-реактор (М). Горячий теплоноситель питает парагенераторы АЭС и, охлажденный, возвращается к мишени. Вырабатываемая энергия питает ускоритель и подается в сеть. Нарбатываемый в мишени плутоний и образующиеся там радиоактивные отходы в зависимости от типа установки выгружаются, либо пережигаются в самой мишени. В мишень периодически добавляется новая порция урана, а через определенное количество лет из нее удаляются накопившиеся стабильные и очень быстро распадающиеся ядра. Последние экономичнее не перерабатывать в мишени, а подождать их распада в простом и дешевом «могильнике».

Поскольку в них нет требующей строгого баланса самоподдерживающейся цепной реакции, электроядерные установки – технологически очень гибкие системы, допускающие различные модификации. В частности, вместо урана можно использовать торий. При этом образуется на четыре порядка (в 10^4 раз) меньше долгоживущих трансурановых изотопов, дающих главный вклад в радиоактивные «хвосты» урановых АЭС. В электроядерных установках в качестве очень эффективного ядерного топлива может использоваться и перерабатываться накопленный оружейный и в больших количествах нарабатываемый урановыми АЭС технический (неочищенный) плутоний. В России и в США на переработку плутония предполагается выделять значительные средства, которые могут быть инвестированы в строительство электроядерных АЭС-трансмутаторов.

Очень важным обстоятельством является то, что основные узлы электроядерной установки уже отработаны и используются в других устройствах. Электроядерная мишень-реактор мало отличается от реакторов АЭС. Различие состоит лишь в дополнительной центральной вставке, которую бомбардирует пучок протонов. В ней выделяется очень много тепла за счет ионизационных процессов и она должна быть изготовлена из плавящегося под действием протонов металла, лучше всего из свинца. В качестве теплоносителя тоже должен быть использован жидкий металл – использующийся для охлаждения реакторов АЭС натрий или более безопасная в эксплуатации и слабо поглощающая нейтроны смесь свинца с висмутом. Такой теплоноситель разработан в Обнинске, используется на атомных подводных лодках. В настоящее время в Обнинске изготавливается технологическая петля для одной из западно-европейских электроядерных установок.

Что касается ускорителя, то для промышленной электроядерной АЭС, вырабатывающей 1 ГВт электроэнергии (полная тепловая мощность 2.5–3 ГВт) достаточен ускоритель с током 10–15 миллиампер и энергией ускоренных протонов около 10^3 ГэВ. Создание такого ускорителя не составляет значительных технических трудностей, поскольку сегодня уже работают машины с током около одного мА. Например, ускоритель в Швейцарии имеет в непрерывном режиме ток в 1.4 мА при энергии ускоренных протонов 650 МэВ.

Таким образом, можно с уверенностью утверждать, что никаких серьезных технических препятствий на пути создания электроядерной АЭС нет.

В ОИЯИ имеется высококвалифицированные специалисты и многолетний опыт конструирования, строительства и эксплуатации плутониевых реакторов и высокоэнергетических ускорителей. В ОИЯИ созданы и проверены опытом физическая теория и соответствующий пакет кодов, что позволяет рассчитывать конструкции установок и, минуя дорогостоящие, занимающие много времени опыты, проигрывать разнообразные ситуации в математических экспериментах на ЭВМ. Все это может служить основой для создания в ОИЯИ в течении 1.5–2 лет, частично с использованием уже имеющегося оборудования, экспериментальной электроядерной установки с мощностью в 10 Квт, которая позволит получить экспериментальные данные по сечениям, спектрам и пространственным распределениям потоков нейтронов, необходимым для создания полномасштабных электроядерных систем различных типов, а также получить опыт работы с установками для пережигания плутония.