

УДК 621.0

ВОЗМОЖНЫЕ ПУТИ РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМЫ НАКОПЛЕНИЯ ОРУЖЕЙНЫХ НУКЛИДОВ В ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРАХ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

Сяменчук А.А., Шах А.С.

Научный руководитель – ассистент Денисов С.М.

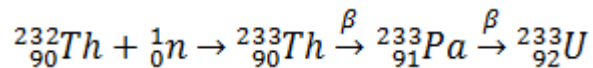
По состоянию на 2016 год в мире насчитывалось 446 энергетических реакторов (включая остановленные на длительный срок) общей мощностью 386 718 МВт, 63 реактора находятся в стадии сооружения. В основе топливообеспечения современной мировой ядерной энергетики лежат ресурсы природного урана, при этом используется лишь незначительная их часть (~1%), в основном изотоп уран-235. Подавляющая часть добываемого природного урана накапливается в виде изотопа уран-238 в отвалах обогатительных и рудодобывающих производств, частично в отработавшем ядерном топливе. Использование в полном объеме энергетического потенциала природного ядерного топлива предполагает вовлечение в соответствующие ядерные топливные циклы при широкомасштабном развитии ядерной энергетики будущего огромных запасов урана-238, а впоследствии и тория-232.

В США, России и некоторых других странах ядерного клуба основное назначение ядерной индустрии – создание новых видов оружия. При этом в задачи радиохимического производства входит наработка таких оружейных нуклидов, как уран-235, уран-233, плутоний-239 и некоторые трансплутониевые элементы (компоненты атомного оружия) и тритий (компонент некоторых видов термоядерного оружия). В настоящее время, однако, наблюдается тенденция к сокращению и даже полному прекращению производства большинства оружейных нуклидов. Более того, задействованы «обратные» технологии – демонтаж уже готового оружия, извлечение его компонентов и утилизация их. Утилизация оружейного урана (т.е. урана, обогащенного ураном-235 до 95%) не представляет собой серьезной проблемы – его можно разбавить и использовать как топливо в реакторах АЭС. Однако, утилизация оружейного плутония-239 (период полураспада которого составляет 24 тыс. лет, и который является высокотоксичным материалом) – серьезная проблема, поскольку до сих пор не удалось создать энергетический реактор, устойчиво работающий на плутонии. Сейчас при утилизации оружейного плутония реализуются две стратегии: 1) превращение ядерных компонентов в форму, негодную к употреблению, с последующим захоронением и 2) сжигание их в специальных реакторах с получением тепла и электроэнергии. Дело это оказалось сложным, и подходящих технологий пока подобрать не удалось.

В ядерный реактор топливо загружается порциями. После его выгорания до возможного предела оставшееся топливо вместе с накопившимися продуктами деления и другими, нетопливными материалами, входящими в состав твэлов, выгружается из реактора. Время, в течение которого ядерное топливо находится в реакторе, может составлять несколько лет (1,5-2 года). Оно определяется как календарный срок работы. Время работы топлива в пересчете на полную мощность реактора называется кампанией топлива. Выгоревшее топливо может выгружаться из реактора полностью или частично. При частичной перегрузке в зависимости от типа реактора выбирается доля перегружаемого топлива и, следовательно, интервал времени между перегрузками. Таким образом, запас топлива на выгорание в различных реакторах бывает разный. Но в любом случае наличие этого запаса требует соответствующей компенсации, которая обеспечивается размещением в активной зоне требуемого количества поглощающих нейтроны материалов, выводимых из активной зоны по мере выгорания топлива. При таком способе «сжигания» топлива физические характеристики реактора постоянно изменяются, что также составляет существенную особенность работы ядерных реакторов.

Единственными сырьевыми материалами в природе, используя которые можно с помощью нейтронов создать расширенное воспроизводство ядерного топлива, являются уран-238 и торий-232. Воспроизводство ядерного топлива требует избыточных нейтронов и их количество в расчете на каждый поглощенный делящимся атомом нейтрон должно быть больше 2 ($\eta > 2$). Высокоэнергетический спектр нейтронов быстрого реактора создает такие условия для плутония-239: при этих энергиях нейтронов $\eta = 2,88$. Для урана-235 величина $\eta = 2,39$ ниже в этом энергетическом спектре нейтронов (при обогащении 15%).

Торий-232, как и уран-238, тепловыми нейтронами не делится, но в реакции радиационного захвата теплового нейтрона образует отсутствующий в природе новый делящийся элемент уран-233 (сечение 7,40 барн):



с периодом полураспада $T_{1/2} = 1,59 \cdot 10^5$ лет.

Уран-233 по своим характеристикам делящегося тепловыми нейтронами элемента превосходит уран-235: сечение деления $\sigma_{\text{дел}} = 531$ барн; выход нейтронов на деление $\nu = 2,49$; коэффициент деления $\eta = 2,29$. По количеству новых нейтронов η , образованных при делении в расчете на каждый поглощенный нейтрон, уран-233 превосходит уран-235 на ~11% (для урана-235 и тепловых нейтронов $\eta = 2,07$).

Энергетический спектр тепловых нейтронов является наиболее подходящим для воспроизводства урана-233. В реакторах на тепловых нейтронах коэффициент воспроизводства может составлять 1,0–1,05. Благодаря воспроизводству делящегося урана-233 открывается возможность вовлечения в производство энергии новых природных ресурсов в качестве исходного сырья для ядерно-энергетических установок. Это позволит значительно снизить потребности в природном уране, который будет нужен только для активных зон вновь строящихся ядерных реакторов.

Реактор-размножитель (англ. Breeder reactor, бридер) – ядерный реактор, позволяющий нарабатывать ядерное топливо в количестве, превышающем потребности самого реактора. Сырьём для нового топлива служат изотопы, которые не могут быть использованы в традиционных энергетических реакторах, например, уран-238 и торий-232. Реактор-размножитель ядерного топлива на тепловых нейтронах производит из природного тория-232 делящийся уран-233. Реактор этого типа может иметь активную зону, содержащую смесь тория-232 и урана-233, окруженную зоной воспроизводства из тория-232. При отсутствии урана-233 (на начальном этапе развития) активная зона может состоять из смеси урана-235 и тория-232, но при этом потери нейтронов достигают 3% и коэффициент воспроизводства будет невысоким – ~0,6 (это скорее коэффициент конверсии); коэффициент воспроизводства повышается при использовании урана-233 вместо урана-235. В связи с небольшим коэффициентом воспроизводства (≥ 1) необходимо свести к минимуму паразитный захват нейтронов в конструкционных материалах активной зоны и зоны воспроизводства (так как экономика торий-урановых систем очень сильно зависит от достижимого коэффициента конверсии). В таких реакторах для замедления нейтронов используют материалы, слабо поглощающие нейтроны (графит, тяжелую воду D_2O). Расчеты показывают, что можно достичь коэффициента воспроизводства, равного 1,06.

Тяжелая вода является прекрасным замедляющим материалом благодаря небольшому сечению поглощения нейтронов, что, способствуя улучшению баланса нейтронов в реакторах на тепловых нейтронах. Более подробно основные нейтронно-физические особенности тяжелой воды по сравнению с лёгкой можно получить путём сопоставления изотопов водорода – дейтерия и протия – используемых в тяжёлой и лёгкой воде соответственно. Значения сечений основных видов взаимодействий дейтерия и протия с тепловыми нейтронами приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Сечения взаимодействия нейтронов с нуклидами, 10^{-24} см^2

| Элемент или нуклид | Микроскопические сечения | | |
|--------------------|----------------------------------|----------------------|---|
| | Радиационного захвата σ_a | Рассеяния σ_s | Полное $\sigma_t = \sigma_a + \sigma_s$ |
| Водород 1_1 | 0.332 | 20.4 | 20.73 |
| Дейтерий 2_1 | $0.53 \cdot 10^{-3}$ | 3.39 | 3.4 |

Практический интерес к применению ^{233}U - ^{232}Th топлива был обусловлен, в первую очередь, теоретическим обоснованием возможности достигнуть в тяжеловодных реакторах на тепловых нейтронах около бридерных режимов (вплоть до циклов с самообеспечением топливом).

Для использования в реакторах на тяжелой воде были изучены два топливных цикла, предполагавших переработку выгоревшего топлива: топливный цикл с самообеспечением топливом и цикл с высоким выгоранием топлива.

В цикл с самообеспечением топливом содержание урана-233 в выгоревшем топливе первой загрузки таково, что его достаточно для обогащения следующей топливной загрузки. Таким образом, дальнейшая работа реактора не требует дополнительного обогащения топлива (например, по урану-235).

В стандартной конструкции реакторах на тяжелой воде режима самообеспечения достигнуть невозможно из-за большого паразитного поглощения нейтронов в нетопливных материалах. Для улучшения баланса нейтронов могут быть использованы следующие способы:

- уменьшение энергонапряженности топлива на 20%, что снижает потери нейтронов в уране-233;
- повышение степени очистки тяжелой воды с 99,75 до 99,95% по D_2O ;
- удаление из активной зоны стержней, предназначенных для компенсации отравления Хе;
- замена циркониевых сплавов (устранение изотопа ^{91}Zr с высоким сечением поглощения нейтронов) на микротвэлы с оболочкой из NbN и SiC т.к. они выдерживают большие выгорания топлива.

Стратегия циклов с высоким выгоранием топлива в принципе схожа с использованием U-Pu топливного цикла в LWR. Из-за высокого в сравнении с ураном поглощения в тории требуется более высокое обогащение начальной ториевой топливной загрузки. Так как в этом топливе коэффициент конверсии выше, то изменение реактивности во времени меньше. И, следовательно, стартуя с более высоким обогащением начальной топливной загрузки, достигают режима выгорания, когда накопленный уран-233 позволяет реактору работать дольше.

В случае большего начального обогащения (с целью дальнейшего повышения глубины выгорания) увеличение содержания, накопленного урана-233 не дает выигрыша, так как резко возрастает паразитное поглощение нейтронов в продуктах деления.

В заключение стоит отметить, что ториевый цикл обладает следующими преимуществами:

- отработавшие ТВЭЛ-ы не нуждаются в радиохимической переработке, что значительно снижает риск загрязнения среды;
- снимается проблема накопления плутония, а, следовательно, и его распространения (в виде оружия), а также снижает вес стержней регулирования и имеет положительный температурный эффект реактивности в реакторе;
- не требуется создавать новых реакторов, а достаточно модернизировать существующие под загрузку ТВЭЛ-ы с новым топливом;
- ториевые реакторы обладают повышенной внутренней ядерной безопасностью, связанной с отсутствием положительного температурного коэффициента по плутонию,

который неизбежно появляется в бридерах, использующих уран-плутониевый топливный цикл.

- ториевый топливный цикл позволяет работать в тепловом спектре нейтронов, что уменьшает общую утечку нейтронов из активной зоны, упрощает защиту реактора, способы его регулирования и перегрузки.

- существует протактиниевый эффект реактивности, который связан с задержкой наработки урана-233 в связи с периодом полураспада протактиния-233. Этот эффект позволяет быстрее пустить реактор после его останова (что способствует использованию таких реакторов в маневренном режиме), но, тем не менее, требует учёта при проектировании систем регулирования реактора во избежание не спрогнозированных повышений мощности при пуске.

Литература

1. Ядерная индустрия / И. Н. Бекман. - МГУ, 2005. - 870 с.
2. Сайт <http://energetika.in.ua/>
3. Сайт <http://engine.aviaport.ru/>
4. Сайт <http://www.proatom.ru/>