

УДК 621.316.925

И.А.Гурьянов (5 курс, каф. ЭСиАЭС), А.К.Черновец, д.т.н., проф.

ПЕРСПЕКТИВЫ ВНЕДРЕНИЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Работы по реакторам на быстрых нейтронах для ядерной энергетики в СССР начались в 1948-1949гг., когда стало ясно, что физические особенности таких реакторов позволяют осуществить расширенное воспроизводство ядерного горючего и вовлечь в энергетику не только U^{235} , но и весь добываемый уран и торий.

В реакции радиационного захвата U^{238} , составляющий 99,3% природного урана, поглощая нейтрон, превращается в новое ядерное горючее Pu^{239} . Таким же путем Th^{232} может быть превращен в U^{233} , являющийся также ядерным горючим.

В атомных реакторах наряду с производством энергии происходит накопление нового ядерного горючего, эффективность которого определяется величиной коэффициента воспроизводства КВ. Если $КВ < 1$, то имея 1 кг первичного горючего, мы можем сжечь в реакторе примерно $1/(1-КВ)$ ядерного горючего. При $КВ > 1$ процесс воспроизводства заканчивается, когда все сырье (U^{238} и Th^{232}) переведено в ядерное горючие и сожжено.

Величина КВ определяется балансом нейтронов в реакторе: $КВ = \nu_a \epsilon \theta - 1$, где ν_a - число нейтронов, рождающихся при поглощении одного нейтрона ядром горючего; ϵ - коэффициент размножения на быстрых нейтронах, учитывает деление U^{238} и Th^{232} быстрыми нейтронами; θ - коэффициент теплового использования. Перемножив эти коэффициенты получим оставшиеся количество нейтронов, из которых один нейтрон должен быть поглощен делящимся ядром, чтобы обеспечить стационарную цепную реакцию деления.

Основные особенности быстрых реакторов по сравнению с тепловыми:

1. В быстрых реакторах за счет большей энергии нейтронов деления возникает и большее число вторичных нейтронов ($\nu_a = 2,38$ -для ${}_{92}U^{235}$, $3,02$ -для ${}_{94}Pu^{239}$ и $2,58$ -для ${}_{92}U^{233}$). Для тепловых реакторов $\nu_a = 2,07$ -для ${}_{92}U^{235}$, $2,11$ -для ${}_{94}Pu^{239}$ и $2,28$ -для ${}_{92}U^{233}$. Одной из главных задач и в реакторах на быстрых нейтронах являются поиски компромиссных технических решений, не приводящих к чрезмерному смягчению спектра нейтронов.

2. Большая вероятность деления U^{238} за счет большей доли быстрых нейтронов в спектре. В реальном реакторе ϵ достигает 1,16 (для БН-350), а для тепловых реакторов ϵ не превышает 1,03.

3. Отсутствие среди продуктов деления изотопов с аномально большими сечениями поглощения быстрых нейтронов, которые в тепловом реакторе (Xe^{135} , Sm^{149}) приводят к потере 3-5 % от величины θ .

4. Сечения поглощения нейтронов в тепловых реакторах для U^{235} и U^{238} равны соответственно $\sigma_a^{57} = 700$ барн и $\sigma_a^{87} = 2,7$ барн, а для быстрого реактора $\sigma_a^{56} = 2$ барн и $\sigma_a^{86} = 0,3$ барн. Поэтому выполнение критических условий поддержания цепной реакции требует применения в быстрых реакторах топлива с высокой концентрацией ядер горючего, тогда как в тепловых реакторах может быть использован даже природный уран в сочетании с тяжеловодным замедлителем. В быстрых реакторах центральная часть активной зоны загружается ${}_{94}Pu^{239}$ со 100% обогащением или высокообогащенным ${}_{92}U^{235}$. А периферийная часть активной зоны загружается U^{238} . При загрузке ${}_{94}Pu^{239}$ время удвоения системы быстрых реакторов составляет для БН-600 $T_2 \approx 10$ лет, а при загрузке ${}_{92}U^{235}$ $T_2 \approx 30$ лет.

Из-за высокого обогащения вытекают следующие соображения:

1. Экономичность быстрого реактора требует достижения больших удельных нагрузок на каждый твэл и достижения значительно большей глубины выгорания $\approx 50000-100000$

Мвт*сутки/т по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах. Жидкий натрий, обладающий высокими теплопроводностью, температурой кипения и атомным весом, наилучший с этой точки зрения теплоноситель, обладающий низкой замедляющей способностью. У натрия есть ряд недостатков: электроподогрев, сильная активация в нейтронном поле, проблема очищения натрия от окислов, тушения натрия в атмосфере инертного газа. Другие виды возможного топлива – монокарбиды урана и плутония, металлическое топливо.

2. Высокое обогащение топлива при использовании U^{235} (150-190 кг/т) и 100% при использовании Pu^{239} приводит к относительно малой вероятности поглощения нейтронов конструкционными материалами и теплоносителем, что облегчает задачу их выбора и увеличивает по сравнению с тепловыми реакторами коэффициент теплового использования (θ) и КВ. θ для быстрого реактора ≈ 0.95 , а для теплового даже при использовании малопоглощающих конструкционных материалов (цирконий) и замедлителей (графит или тяжелая вода) ≈ 0.9 .

Из всего сказанного выше следует, что в быстром реакторе лучшее соотношение величин v_a, ϵ, θ (2,37; 1,16 и $\theta > 0,95$), чем в тепловом реакторе (2,11; 1,03 и $\theta < 0,95$), поэтому КВ в быстром реакторе больше чем в тепловом ($КВ < 1$) и достигает значений $КВ > 2$ на ${}_{94}Pu^{239}$. В реальных мощных энергетических реакторах приходится идти на компромиссы, добиваясь ценой снижения КВ примерно до 1,3-1,5 на ${}_{94}Pu^{239}$ увеличения удельной мощности и глубины выгорания. Так как $КВ > 1$ можно весь U^{238} (992кг/т) превратить в ${}_{94}Pu^{239}$ и далее в энергию. Тогда как в тепловом реакторе с $КВ \approx 0,5$, имея 1 т природного урана, можно сжечь 14 кг, $1/(1-0,5) \times 7,12 = 14$ кг/т. Остальные $1000-14=986$ кг ждут переработки, в том числе и в быстром реакторе.

3. Наряду с КВ очень важной характеристикой быстрого реактора является удельная загрузка в активную зону (ρ , кг/Мвт), определяющая количество горючего, которое нужно загрузить во вновь вводимые реакторы атомных станций. Величины КВ и ρ определяют собственное время удвоения системы быстрых реакторов T_2 . Время в годах, за которое начальное количество ${}_{94}Pu^{239}$, вложенного в первую загрузку, удваивается численно равняется:

$$T_2 = \rho / (КВ - 1 - \Delta / V),$$

где Δ – доля горючего теряемого при переработке; V – глубина выгорания.

Наибольшее значение КВ у быстрого реактора достигается при использовании в качестве горючего ${}_{94}Pu^{239}$. Например, для БН-600 при $КВ = 1,37$, $\rho = 3,5$ кг/Мвт, $T_2 = 10$ лет для пуска требуется $3,5 \times 600 = 2100$ кг Pu^{239} . Имеется возможность производства плутония прямо в быстрых реакторах путем сжигания в них обогащенного урана.

Энергоресурсы ядерного горючего практически неисчерпаемы, однако получить его можно только при использовании вторичного ядерного горючего – плутония, добываемого из U^{238} . Будущая атомная энергетика должна быть способна к самообеспечению ядерным топливом путем размножения с $КВ > 1,2$ и с подачей в топливный цикл извне только недефицитного U^{238} .

ЛИТЕРАТУРА:

1. А.И. Лейпунский и др. Развитие ядерной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах в СССР. «Атомная энергия», 1968, т.25, вып.5.
2. А.К. Черновец. Физические и инженерные основы ядерной энергетики. Конспект лекций. 1973.