

3. ХАРАКТЕРИСТИКА ОЯТ

Урановое топливо может быть изготовлено из природного (0,7% ^{235}U), низкообогащенного (1-5% ^{235}U) или высокообогащенного (до 93% ^{235}U) урана. Природный и низкообогащенный уран используется в реакторах на быстрых нейтронах, работающих в конверторном режиме.

Если в реактор первоначально загружался природный уран, то в отработавшем топливе остается 0,2 - 0,3% ^{235}U . Повторное обогащение такого урана экономически нецелесообразно, поэтому он остается в виде так называемого отвалного урана. Отвалный уран в дальнейшем может быть использован как воспроизводящий материал в реакторах на быстрых нейтронах. При использовании для загрузки ядерных реакторов низкообогащенного урана отработавшее топливо обычно содержит около 1% ^{235}U . Такой уран может быть дообогащен до первоначального содержания его в ядерном топливе и возвращен в ЯТЦ. Восстановление реактивности ядерного топлива может быть осуществлено добавлением в него других делящихся нуклидов - ^{239}Pu или ^{233}U , т.е. вторичного ядерного топлива.

Для технологии регенерации ядерного топлива чрезвычайно важны характеристики выгружаемого из реактора топлива: химический и радиохимический состав, содержание делящихся материалов, уровень активности. Эти характеристики ядерного топлива определяются мощностью реактора, глубиной выгорания топлива в реакторе, продолжительностью кампании, коэффициентом воспроизводства вторичных делящихся материалов, времени выдержки топлива после выгрузки его из реактора, типом реактора.

Выгорание ядерного топлива - деление ядер урана или плутония с освобождением энергии и образованием осколочных нуклидов. Накопление большого количества этих продуктов деления приводит к нарушениям работы режима работы реактора. Так, среди осколочных продуктов имеются нуклиды с большим сечением захвата нейтронов (например, ^{135}Xe , ^{149}Sm), которые называют «нейтронными ядами». Накопление этих продуктов может привести к резкому уменьшению плотности потока нейтронов в активной зоне реактора и, в конечном итоге, к прерыванию цепной ядерной реакции. Нарушения режима работы реактора могут наступить вследствие накопления в твэлах газообразных продуктов деления. При высокой температуре внутри реактора накопление их приводит к резкому повышению давления внутри твэлов, к набуханию и разрушению оболочек твэлов. Вследствие этого реактор не может работать на одной загрузке до полного выгорания топлива. После определенного периода времени, называемого **кампанией реактора** первоначально загруженное ядерное топливо выгружают из реактора и заменяют свежим. Кампания реактора зависит от конструкции реактора и от вида ядерного топлива. В современных энергетических реакторах на тепловых нейтронах она составляет 2-4 года, в реакторах на быстрых нейтронах - меньше года. Перегружать топливо можно без остановки реактора, заменяя лишь часть выгоревшего ядерного топлива. Отработанное топливо направляется на химическую переработку в целях выделения содержащихся в нем делящихся материалов и очистки от продуктов деления. Очищенные делящиеся материалы можно использовать для изготовления новых твэлов.

Глубина выгорания топлива определяется как отношение количества израсходованного ядерного топлива к общему количеству первоначально загруженного топливного материала, выраженное в процентах, или как отношение количества выработанной энергии к количеству загруженного топлива.

Учитывая, что тепловая энергия одного акта деления ^{235}U составляет 190 МэВ и что 1 эВ/атом соответствует 23 ккал/моль (1 ккал=4186,8 Дж/моль), можно считать, что при сгорании 1 г ^{235}U выделяется энергия:

$$E_{\text{тепл}} = \frac{190 \cdot 10^6 \cdot 23}{235} = 1,86 \cdot 10^7 \text{ ккал / г } ^{235}\text{U}$$

или $E_{\text{тепл}} = 1,86 \cdot 10^7 \cdot 1,16 = 2,15 \cdot 10^7 \text{ Вт.ч/г} = 0,89 \text{ МВт.сут/г} = 2,44 \cdot 10^{-3} \text{ МВт/г}$.

КПД современных энергетических реакторов составляет примерно 30%. Это означает, что для обеспечения электрической мощности 1000 МВт необходим реактор с тепловой мощностью 3300 МВт, т.е. в течение одного года должно выгореть 1,3 т ^{235}U . В реальных условиях уранового топливного цикла это значение ниже, так как существенный вклад в выработку энергии вносит образующийся при работе ядерного реактора ^{239}Pu . По мере его накопления в топливном материале возрастает вероятность деления ядер плутония. При обычных режимах работы реакторов на тепловых нейтронах примерно половина всех актов ядерного деления приходится на долю ^{239}Pu . Таким образом, плутоний становится полноценным ядерным топливом даже при загрузке в реактор чистого уранового топлива. Вклад плутония в вырабатываемую на АЭС энергию составляет $\approx 50\%$. С учетом деления ^{239}Pu можно считать, что для реактора мощностью 1000 МВт (эл.) необходимо загрузить 670 кг/год ^{235}U , что при 3%-ном обогащении соответствует 22 т U. При продолжительности кампании, равной трем годам, загрузка должна составить 66 т U. Чтобы при этом обеспечить 3%-ную глубину выгорания, начальное обогащение ^{235}U должно быть выше 3%, т.е. 3,5-4,5%. Загруженные 70 т урана должны быть постепенно, в течение трех лет, заменены свежим топливом. Поэтому из легководного реактора мощностью 1000 МВт (эл.) выгружается и поступает на переработку 20-30 т U в год. Тепловая энергия реактора составляет $3300 \text{ МВт (тепл)} \cdot 365 = 1,2 \cdot 10^6 / 30 = 40 \text{ ГВт.сут/г}$. Реактор ВВЭР-

1000 мощностью 1 ГВт при загрузке 66 т U с обогащением 3,3-4,4% рассчитан на глубину выгорания топлива 27000-40000 МВт*сут/т U.

Коэффициент воспроизводства - количество вторичного делящегося материала, образующегося в процессе работы, и представляет собой отношение числа образовавшихся делящихся ядер к числу выгоревших из первоначально загруженного топлива. Если коэффициент воспроизводства больше единицы, то в реакторе осуществляется расширенное воспроизводство топлива. Такие реакторы называют реакторами-размножителями. Наибольший коэффициент воспроизводства имеют реакторы на быстрых нейтронах (Для реакторов БН-600 КВ=1,4). Из реакторов на тепловых нейтронах, наибольший коэффициент воспроизводства имеют тяжеловодные реакторы, а также газоохлаждаемые реакторы с графитовым замедлителем (0,7-0,8). Легководные водо-водяные реакторы имеют наименьший коэффициент воспроизводства (0,5-0,6). Указанные значения коэффициента воспроизводства делящихся материалов соответствует их количеству в выгружаемом топливе, т.е. рассчитаны с учетом выгорания вторичного ядерного топлива параллельно с его образованием.

Выгруженное из реакторов отработавшее ядерное топливо передается на переработку только после определенной **выдержки**. Это связано с тем, что среди продуктов деления имеется большое количество короткоживущих радионуклидов, которые определяют большую долю активности выгружаемого из реактора топлива. Поэтому свежевыгруженное топливо до переработки выдерживают в специальных хранилищах в течение времени, достаточного для распада основного количества короткоживущих радионуклидов. Это значительно облегчает организацию биологической защиты, снижает радиационное воздействие на химические реагенты и растворители в процессе переработки отработавшего ядерного топлива и уменьшает набор элементов, от которых должны быть очищены основные продукты. Так, после двух-трехлетней выдержки активность облученного топлива определяют долгоживущие продукты деления: Zr, Nb, Sr, Се и другие РЗЭ, Ru и α-активные трансурановые элементы. 96% ОЯТ – это уран-235 и уран-238, около 1% - плутоний, 2-3% - радиоактивные осколки деления.

Табл.1 Характеристика ядерного топлива энергетических реакторов

Характеристика топлива	Реакторы на тепловых нейтронах				Реакторы на быстрых нейтронах
	Легководные ВВЭР	Тяжеловодные SGHWR	Газоохлаждаемые HTGR	РБМК	
Вид топлива	UO ₂	UO ₂	(U, ThO ₂)	U _{мет} , UO ₂	UO ₂ , (U, PuO) ₂
Исходное топливо % ²³⁵ U	1,5 – 4,5	1,8 – 2,2	до 93	1,6 – 2,4	20 – 30% PuO ₂
Отработавшее топливо, % ²³⁵ U	0,7 – 1,3	0,8	50	0,3 – 0,4	-
Глубина выгорания, МВт.сут/т	12000-40000	19000-21000	100000-130000	18000-30000	60000 - 120000