

УДК 621.311.25

Т.Ю. Гриневич (6 курс, каф. АиТЭУ), И.И. Лощаков, д.ф.-м.н., проф.

БАССЕЙН ВЫДЕРЖКИ ОЯТ РЕАКТОРА ВВЭР-640

В настоящей работе рассматривается возможность безопасного хранения отработанного ядерного топлива (ОЯТ) реактора ВВЭР-640 в бассейне выдержки (БВ). ОЯТ выдерживается в бассейне в течение пяти лет для уменьшения активности и остаточных тепловыделений до значений, допустимых при их транспортировании. Новизна этого проекта состоит в том, что топливо должно находиться в активной зоне 5 лет, это существенно повышает глубину выгорания, а значит и остаточную активность. Кроме того, дополнительная спринклерная система, которая должна срабатывать при аварии, полностью заливает и бассейн выдержки, и активную зону, что повышает безопасность АЭС. Изменена подача свежего ядерного топлива (СЯТ) в активную зону. Оно в данном проекте должно подниматься на платформе, что так же увеличивает безопасность.

Расчёт бассейна выдержки осуществлён исходя из следующих данных для реактора ВВЭР-650:

- тепловая мощность реактора 1800 МВт;
- количество тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне реактора 163 шт.;
- общая длина твэла 3840 мм;
- количество урана в активной зоне 1585 кг.

Бассейн сконструирован таким образом, чтобы мог вмещать не менее 328^{шт} ТВС. ОЯТ размещается на стеллажах из борированной стали, расположенных, в плане, по вершинам равностороннего треугольника со стороной 300 мм или в пеналах, расположенных с шагом 400 мм. Бассейн должен обеспечивать хранение всего ОЯТ, образующегося в процессе эксплуатации энергоблока в течение пяти лет, а также обеспечивать выгрузку всей зоны реактора (163 ТВС) при осмотре его корпуса или в случае аварии.

Хранение ОЯТ производится в борированной воде с содержанием бора до 12 г/л (это значительно больше, чем в активной зоне) с температурой от 50...70 °С. Схемой охлаждения бассейна предусмотрен отвод остаточного тепловыделения в ОЯТ с помощью двух теплообменников. Ежегодно 1/5 активной зоны ОЯТ загружается в БВ и, таким образом, через пять лет в БВ должно находиться 163 ТВС с разной активностью. Защитой от радионуклидов ОЯТ служит борированная вода и железобетонная защита. Для расчёта толщины защиты и остаточного тепловыделения в ОЯТ была рассчитана гамма-активность всех радионуклидов, образующихся в процессе деления урана за время кампании $T=1...5$ лет и последующей выдержкой $t = 0,60,120,360,720,1080,1800$ дней.

Удельная активность радионуклидов спустя время t , после извлечения из реактора, изменяется по экспоненциальному закону:

$$Q=A*(1-\exp(-\lambda T))*\exp(-\lambda t),$$

где A - нормировочный коэффициент; λ - постоянная распада.

Для расчёта мощности дозы в данной задаче оказалось удобным использовать величину активности, выраженную в грамм-эквивалентах Ra :

$$m_i=Q*K_\gamma/8.4,$$

где K_γ -полная гамма-постоянная радионуклида, р/час.

Энергии гамма-квантов всех радионуклидов оказалось удобным разделить на пять энергетических интервалов:

1. $0,03 \text{ МэВ} \leq E_1 \leq 0,30 \text{ МэВ}$,

2. $0,31 \text{ МэВ} \leq E_2 \leq 0,60 \text{ МэВ}$,
3. $0,61 \text{ МэВ} \leq E_3 \leq 1,20 \text{ МэВ}$,
4. $1,21 \text{ МэВ} \leq E_4 \leq 1,80 \text{ МэВ}$,
5. $E_5 \geq 1,81 \text{ МэВ}$.

Для каждой группы был рассчитан парциальный вклад n_i в суммарную активность смеси продуктов деления, в зависимости от времени выдержки t . Рассчитаны дозные поля от протяженного источника в виде цилиндра (один твэл). Зная число твэлов в ТВС, можно было рассчитать суммарную мощность дозы. Расчёт толщины защиты проводился методом конкурирующих линий с использованием факторов накопления и кратностей ослабления. Тепловыделение в бассейне и защите рассчитывалось как разность суммарной энергии гаммаквантов на выходе из источника и после прохождения воды и всех слоёв защиты.

Был сделан *вывод*, что при выдержке топлива в течение 5 лет, количество радионуклидов и их активность значительно уменьшились, а мощность дозы не превышала допустимых значений $R_{доп.} < 20 \text{ мЗв/год}$. Радионуклиды 4-ой группы становятся практически не значимыми. Основной вклад в дозу определяется нуклидами Cs^{137} , Rh^{106} , Pt^{144} , Sb^{125} , Ce^{144} , Kr^{85} , причём эти нуклиды составляют всего 20% от всех радионуклидов, образующихся при делении урана.