

УДК 621.039-78

Расчетное исследование радиационной обстановки у оборудования технологических линий по переработке отработавшего ядерного топлива

*Курбонмамадов А.Ш., студент
Россия, 105005, г. Москва, МГТУ им. Н.Э. Баумана,
кафедра «Ядерные реакторы и установки»*

*Научный руководитель: Перевезенцев В.В., д.т.н, профессор
Россия, 105005, г. Москва, МГТУ им. Н.Э. Баумана
bauman@bmstu.ru*

Замкнутый ядерный топливный цикл (ЗЯТЦ) является перспективным циклом в виду того, что полезные для нас элементы не захороняются, а перерабатываются и служат сырьем для производства новых тепловыделяющих элементов. Развитие же ЗЯТЦ является приоритетной задачей для атомной энергетики. И не возможно себе представить развитие этого цикла без соответствующего обоснования безопасности для персонала, работающего на заводах по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

Первым этапом любого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является добыча урана в рудниковых шахтах, после чего на аффинажных установках его отчищают от пустой породы, отвала, производят UF₆, обогащают, переводят в состояние двуокиси, изготавливают топливо и используют его в реакторной установке (РУ). После выработки энергии из топливных элементов, уже отработавшее ядерное топливо хранят в пристанционных хранилищах. После определенного времени выдержки его транспортируют на завод по переработке ОЯТ.

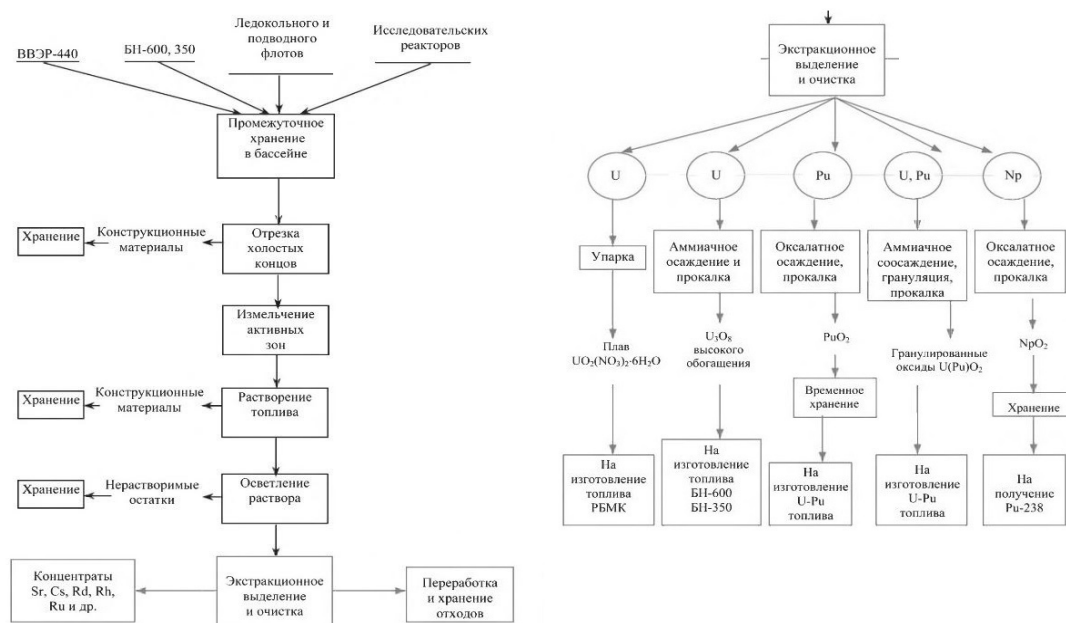


Рис. 1. Общая схема переработки ОЯТ

Основными этапами переработки (рис.1) являются отрезка хвостовых зон, измельчение АЗ, Растворение топлива, осветление раствора, экстракционное выделение и очистка.

Совершенствование ЯТЦ предполагает снижение дозовых нагрузок на персонал, обслуживающий технологические линии по переработке ОЯТ. И решение этой проблемы требует адекватного обоснования длительности хранения ОЯТ в пристанционных хранилищах, что в свою очередь влияет на геометрию защитных композиций оборудования технологических линий на заводе по переработке.

Целью данной работы является количественное исследование полей мощностей доз у оборудования технологических линий по переработке ОЯТ ВВЭР-440 после 1,3, 10 лет выдержки в пристанционных хранилищах, и вычисление необходимой толщины бетонного бокса для обеспечения в точке детектирования проектной мощности дозы, которая для помещений постоянного пребывания персонала равняется 6 мкЗв/ч.

За элемент технологической линии была принята труба $\varnothing$ 250 мм , толщиной 25 мм, длиной 1000мм с текущим в ней раствором ОЯТ в концентрированной азотной кислоте (рис.2).

Точка детектирования D находится на наружной поверхности трубы на расстоянии 500 мм от ее начала. В трубе течет раствор ОЯТ с концентрацией урана 300 г/литр, что соответствует технологии переработки отработавшего топлива.

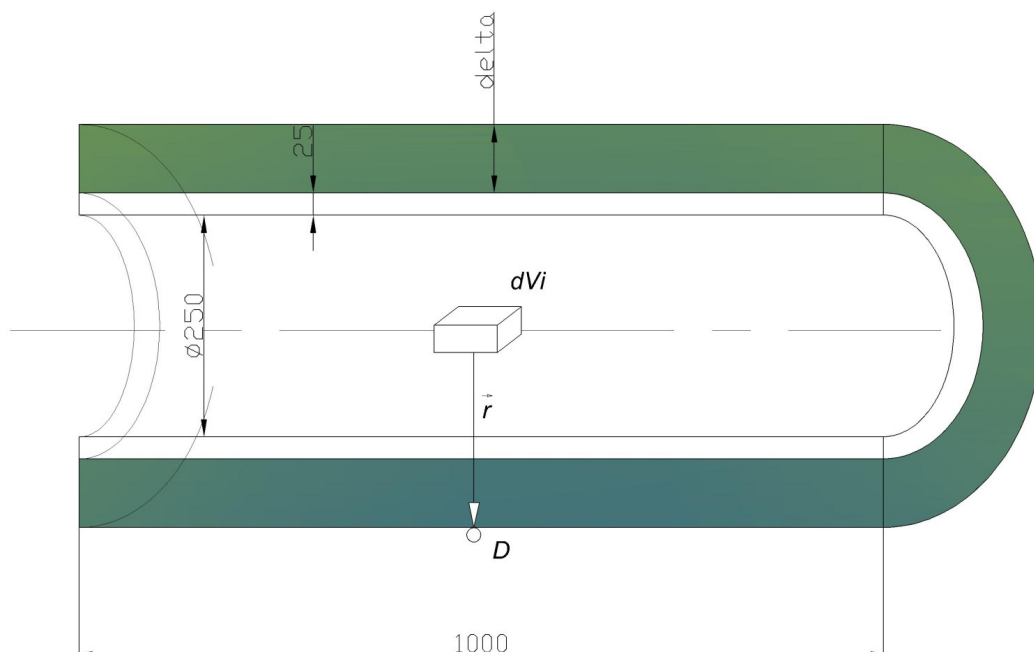


Рис. 2. Расчетная схема

Расчет ведется в программном комплексе «ROMEО» с использованием табличных данных по накоплению радионуклидов под оболочкой твэлов после выдержки.

При равномерном распределении радионуклидов по объему цилиндрического источника с удельной объемной активностью a_V^i элементарный объем источника создает в точке детектирования мощность дозы за счет γ -излучения i -го радионуклида определяется по (1):

$$dP_{\gamma}^i = \frac{a_V^i \cdot dV_i \Gamma^i}{|\vec{r}|^2} \cdot \exp\left(-\int_0^{|\vec{r}|} \mu_i \cdot d\vec{r}\right) \cdot B_{\delta}(\mu \cdot |\vec{r}|), \quad (1)$$

где Γ^i - гамма-постоянная i -го радионуклида; μ_i - линейный коэффициент ослабления γ -квантов с энергией i -го радионуклида в веществе по пути распространения вдоль радиуса- вектора. $B_{\delta}(\mu \cdot |\vec{r}|)$ - дозовый фактор накопления рассеянного γ -излучения.

Очевидно мощность дозы, создаваемой i -м радионуклидом во всем объеме цилиндрического источника будет определяться выражением (2):

$$P_{\gamma}^i = \int_{V_i} \frac{a_V^i \cdot dV_i \Gamma^i}{|\vec{r}|^2} \cdot \exp\left(-\int_0^{|\vec{r}|} \mu_i \cdot d\vec{r}\right) \cdot B_{\delta}(\mu \cdot |\vec{r}|), \quad (2)$$

Тогда мощность дозы в заданной точке детектирования от γ -излучения всех радионуклидов, распределенных по объему источника будет равна сумме мощностей доз, создаваемых каждым распределенным в гомогенной среде радионуклидом.

$$P_{\gamma} = \sum_i P_{\gamma}^i$$

Программный комплекс «ROMEO» позволяет рассчитывать дозовые характеристики полей γ -излучения радионуклидных точечных, линейных, поверхностных и объемных источников. В основу алгоритмов программного комплекса положена изложенная выше методика. Погрешность вычисления мощности дозы с использованием программного комплекса *ROMEO* полностью определяется погрешностями изложенной выше методики. В целом погрешность расчета мощности дозы с использованием программного комплекса *ROMEO* не превышает $\pm 15\%$.

Условия и приближения принятые при расчете:

- Расплав топлива является гомогенизированным

На заводе по переработке ОЯТ стремятся сделать расплав максимально однородным, но он таковым не является. В виду того, что при проведении данного расчета не имелось возможности учесть каким либо образом эту неоднородность, по причине отсутствия информации об этом, было принято решение о данном упрощении.

- Газообразные и летучие продукты деления не учитываются

В виду обозначенного расположения элемента технологической линии, было принято решение о том что все газообразные и летучие продукты деления, так как перед осветлением раствора происходила резка твэлов и расплав в концентрированной азотной кислоте, при которых большая часть газообразных и летучих продуктов деления (ПД) вышли из данной ветви технологического цикла

- Помещение, в котором находится элемент технологической линии, помещение постоянного пребывания персонала.

Данным условием определяется проектная мощность дозы на поверхности элемента технологической линии.

Основными данными при расчете являлся состав основных продуктов деления , в зависимости от времени выдержки(табл.1). Эти данные соответствуют составу ПД под оболочкой после выработки топлива в РУ ВВЭР 440 .

Таблица 1

Состав основных продуктов деления и их удельная активность [Бк/т U]

Нуклид	T _{1/2}	Время выдержки в БВ		
		1 год	3 года	10 лет
85Kr	10,74 года	3,97+14	3,49+14	2,22+ 14
89Sr	50,5 сут	1,88+14	8,40 + 09	-
90Sr	28,5 года	2,52+15	2,40 + 15	2,02+15
95Zr	63,98 сут	9,67+14	3,55+11	-
95Nb	35,15 сут	2,10+15	7,88+11	-
103Ru	39,35 сут	7,78+13	2,03 + 08	-
106Ru	368,2 сут	8,32+15	2,10+15	1,71 + 13
110mAg	250,4 сут	4,07+13	5,40+12	4,57 + 09
125Sb	2,77 года	1,62+14	9,84+13	1,71 + 13
127Te	109 сут	4,31 + 13	4,16+11	3,65 + 04
127Te	9,35 ч	4,23+13	4,07+11	3,58 + 04
131 I	8,04 сут	6,90 + 02	-	-
134Cs	2,062 года	1,36+15	6,97+14	6,63+13
137Cs	30,17 года	3,36+15	3,21 + 15	2,73+15
140Ba	12,79 сут	1,39 + 08	-	-
140La	40,22 ч	1,60 + 08	-	-
141Ce	32,5 сут	2,12+13	3,67 + 06	-
143Pr	13,58 сут	4,21+08	-	-
144Ce	284,3 сут	1,57+16	2,64+15	5,21 + 12
144Pr	17,28 мин	1,57+16	2,64+15	5,21 + 12
147Pm	2,62 года	4,57+15	1,20 + 07 —	-
154Eu	8,5 года	2,96+14	2,51 + 14	1,42+14

В результате был проведен анализ поведения мощности дозы в точке детектирования для различных времен выдержки при варьировании толщины стенки бетонного бокса (рис.3).

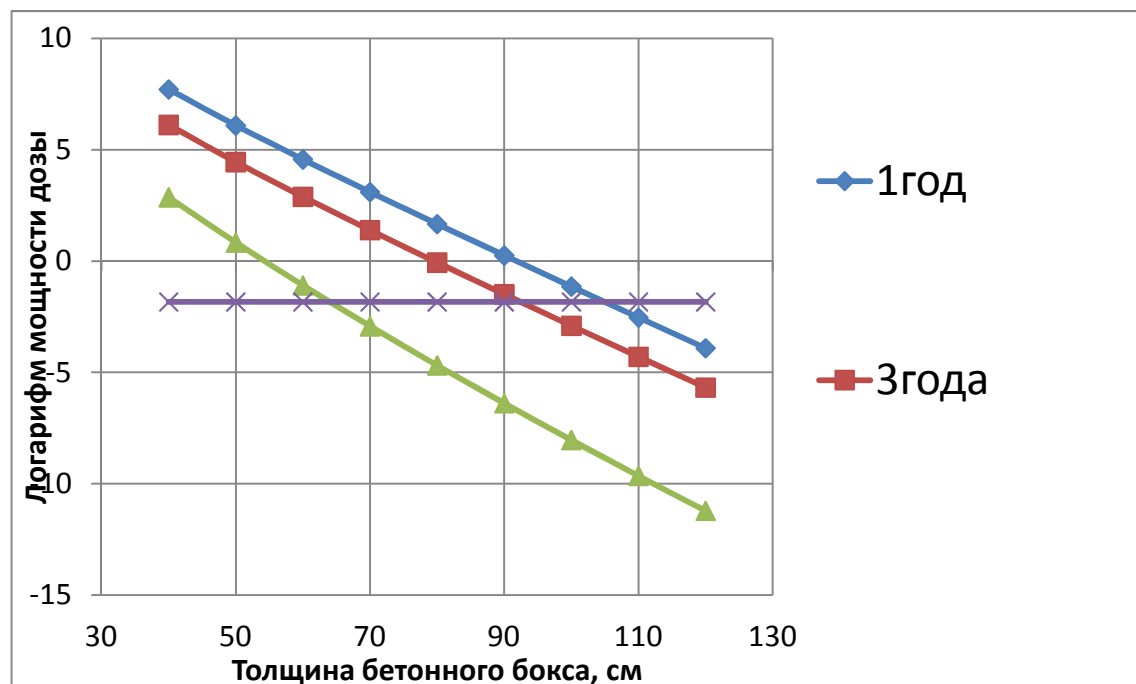


Рис. 3. Результаты расчета

Из графика наглядно видно, как ведет себя данная величина в зависимости от толщины бетона. Так же видны точки пересечения этих прямых с прямой обозначающей проектную мощность дозы в точке детектирования и именно эти данные являются результатом расчета.

Они показывают что для времени выдержки в пристанционном хранилище 1 год толщина стенки бетонного бокса должен быть 105 см, для трех лет – 93см, для 10 лет - 64см..

Таким образом, результаты данного расчета могут быть использованы для оптимизации взаимодействия станций, а именно выдержки ОЯТ в хранилищах, и завода по переработке ОЯТ. Что в свою очередь прямо влияет на топливную составляющую стоимости электроэнергии производимой на АЭС.

Список литературы

1. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере. 2-е изд., перераб. и доп. М: Энергоатомиздат, 1991. 256 с.

2. Перевезенцев В.В. Основы инженерных методов расчетов защиты от ионизирующего излучения ядерных энергетических установок / под ред. Р.С. Демешева. М.: Изд-во МГТУ, 1994. 68 с.
3. Перевезенцев В.В. Процессы переноса и накопления активности в технологическом контуре ядерной энергетической установки / под ред. Л.Л. Калишевского. М.: Изд-во МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2004. 36 с.