

УДК 621.039

**ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ
ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ ОТОПЛЕНИЯ
ПРОИЗВОДСТВЕННЫХ ПОМЕЩЕНИЙ
USE OF RESIDUE HEAT RELEASE OF SPENT NUCLEAR FUEL FOR
HEATING INDUSTRIAL PREMISES**

Д.П. Новицкая, В.А. Чернышова

Научные руководители – И.А. Некало, ассистент, И.А. Евсеенко, ассистент
Белорусский национальный технический университет,

г. Минск, Республика Беларусь
nekalobntu.by, yevseyenko@bntu.by

D. Novitskaya, V. Chernyshova
Supervisors – I. Nekalo, assistant, I. Yevseyenko, assistant
Belarusian national technical university, Minsk, Belarus

Аннотация: в данной научной работе рассматривается возможность использования тепла, которое будет сниматься с отработавшего ядерного топлива (далее – ОЯТ), и направляться, вначале, на тепловой насос для повышения термических параметров, а после на нужды потребителя.

Abstract: this scientific paper considers the possibility of using heat that will be removed from spent nuclear fuel, and sent, first, to a heat pump to increase thermal parameters, and then to the needs of the consumer.

Ключевые слова: атомная электрическая станция; отработавшее ядерное топливо; тепловые насосы.

Keywords: nuclear power plant; spent nuclear fuel; heat pumps.

Введение

В настоящее время существуют две проблемы в области энергетики: мировые выбросы углекислого газа и нестабильность цен на невозобновляемые природные энергетические ресурсы. Одним из решением этих проблем может стать развитие ядерной энергетики. Это направление активно развивается не только среди молодежи. Все большее количество стран сегодня склоняются к строительству АЭС. Главным недостатком ядерной энергетики является отработавшее ядерное топливо, которое проходит долгий путь от момента извлечения из реактора и до момента захоронения. Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ), после извлечения из реактора, помещают в бассейн выдержки, для снятия остаточного тепловыделения и уменьшения радиоактивности, где хранится не менее 3х лет.

Хранение отработавшего ядерного топлива является длительным этапом любого ядерного топливного цикла. После выдержки в бассейнах выдержки ОЯТ направляется в хранилища мокрого или сухого хранения, которые могут быть расположены либо на территории самой АЭС, либо на территории вблизи производств по переработке ОЯТ, где может храниться еще в течении 20 лет. После длительных хранений ОЯТ отправляется на переработку и захоронение.

На длительный отвод тепла от ОЯТ затрачивается огромное количество ресурсов в связи с чем возникает потребность полезного использования остаточного тепловыделения отработавшего ядерного топлива.

Основная часть

На реакторах ВВЭР-1200 используется ядерное топливо с обогащением до 4,7% общей загрузкой в 163 тепловыделяющие сборки (далее – ТВС), общая масса уранового топлива в которых составляет около 80 т. Через 3–4 года все ТВС в активной зоне ядерного реактора обновляются свежие, это называется кампанией ядерного реактора. По прохождению кампании в топливе появляется большое количество продуктов деления (далее – ПД) (осколки, появляющиеся при реакции деления урана) и актиноиды (нуклиды отдельного семейства таблицы Менделеева с атомным номером 89-103).

Под радиационными характеристиками ОЯТ понимают его активность, остаточное тепловыделение, радиоизотопный состав (примерная массовая концентрация актиноидов и продуктов деления в объеме ОЯТ), период полураспада и активность актиноидов и продуктов деления. В таблице 1 приведено примерное содержание основных радионуклидов в ОЯТ [1]. Радиационные характеристики облученного топлива зависят от обогащения свежих ТВС и глубины выгорания.

Исходя из трехлетней реакторной кампании, с начальным обогащением в 4,4% и выгоранием 40,5 МВт·сут/тU образуются продукты деления и актиноиды. В таблице 1 приведено содержание некоторых изотопов, количество ядер которых было посчитано по следующей формуле:

$$N_a = 2 \cdot \frac{M_{пд}}{A} \cdot N_A \cdot k \cdot \rho = 0,8172 \cdot \frac{M_{пд}}{A} \cdot N_A, \quad (1)$$

где N_A – число Авогадро;

A – атомный вес родительского изотопа;

$M_{пд}$ – масса продуктов деления, кг/тU;

$k = 0,404$ т/ОТВС;

$\rho = 1,0114$ – коэффициент превышения массы родительского изотопа над массой продуктов деления, коэффициент 2 учитывает образование двух атомов продуктов деления и 3 одного родительского ядра.

Количество трансурановых элементов (далее – ТЭ) рассчитывает по следующей формуле:

$$N_{ТЭ} = \frac{M_{ТЭ}}{A} \cdot N_A \cdot k, \quad (2)$$

где $M_{ТЭ}$ – масса трансурановых элементов, кг/тU.

Под действием радиационного захвата в ядерном реакторе нарабатываются изотопы трансурановых элементов такие как Pu, Am, Cm, Np, и т.д.

В отработавших ТВС, после извлечения из активной зоны, все еще продолжают спонтанные процессы радиоактивных распадов, сопровождающиеся вылетом различных частиц различной кинетической энергии, которая, при торможении частиц в веществе, переходит в тепловую из-за чего ОЯТ сильно разогревается.

При длительной выдержке часть изотопов распадается по закону радиоактивного распада, что приводит к снижению остаточного тепловыделения.

Таблица 1 – Содержание ПД и ТЭ в ОТВС [1]

Изотоп	Масса ПД, кг/тU	Количество ПД атом/ОТВС	Масса ТЭ, кг/тU	Количество ТЭ, атом/ОТВС
U-235	26,95	$5,64 \cdot 10^{25}$	10,45	$1,08 \cdot 10^{25}$
U-236			5,73	$5,9 \cdot 10^{25}$
U-238	2,67	$5,52 \cdot 10^{24}$	928	$9,84 \cdot 10^{24}$
Np-237			0,732	$7,53 \cdot 10^{26}$
Pu-239	12,9	$3,25 \cdot 10^{25}$	5,64	$5,74 \cdot 10^{24}$
Pu-240			2,33	$2,36 \cdot 10^{24}$
Pu-241	2,18	$5,44 \cdot 10^{24}$	1,50	$1,51 \cdot 10^{24}$
Pu-242			0,576	$5,79 \cdot 10^{23}$
Am-243			0,106	$1,06 \cdot 10^{23}$
Cm-244			0,0315	$3,14 \cdot 10^{22}$

Мощность остаточного тепловыделения уменьшается по следующей формуле:

$$W_{\beta,\gamma} = \sum_i N_{\text{ПД}}^i \cdot \lambda_i \cdot \exp(-\lambda_i t) \cdot E_{\beta+\gamma}^i \quad (3)$$

где $N_{\text{ПД}}$ – суммарное содержание всех ПД;

λ_i – постоянная распада для i – го нуклида, с^{-1} ;

t – время, прошедшее от окончания облучения до момента расчета, с;

$E_{\beta+\gamma}^i$ – полная энергия распада данного нуклида, МэВ [2].

Для получения тепловыделения тепла ОЯТ следует учесть еще и энергию при α – распаде ТЭ. Расчет тепловыделения ТЭ производится по следующей формуле:

$$W_{\alpha} = \sum_i N_{\text{ТЭ}}^i \cdot \lambda_i \cdot \exp(-\lambda_i t) \cdot E_{\alpha}^i \quad (4)$$

В таблице 2 приведено остаточное тепловыделение ОЯТ на одну ТВС реактора ВВЭР с обогащением 4,4%.

Таблица 2 – Остаточное тепловыделение ОЯТ [1]

Параметр	Время хранения, лет					
	0,5	1,0	2,3	3,0	10	30
$(W_{\alpha} + W_{\beta,\gamma}),$ Вт/ОТВС	9610	7940	4964	3870	587	254

Для использования остаточного тепловыделения ОТВС предлагается 2 схемы (рисунки 1, 2) с различными устройствами.

Отработавшие ТВС в количестве не менее одной загрузки ядерного реактора последних поколений ВВЭР (163 штуки) загружаются в реактор-утилизатор, либо в бассейны мокрого хранения, где теплоноситель первого контура снимается остаточное тепловыделение и направляет в испаритель второго контура. В испарителе второго контура находится хладагент, которые способен испаряться при низких температурах. Испарения направляются в компрессор, где происходит резкое увеличения давления хладагента и температура соответственно. После чего нагретый теплоноситель второго контура направляется в конденсатор, где отдает свое тепло потребителю третьего контура.

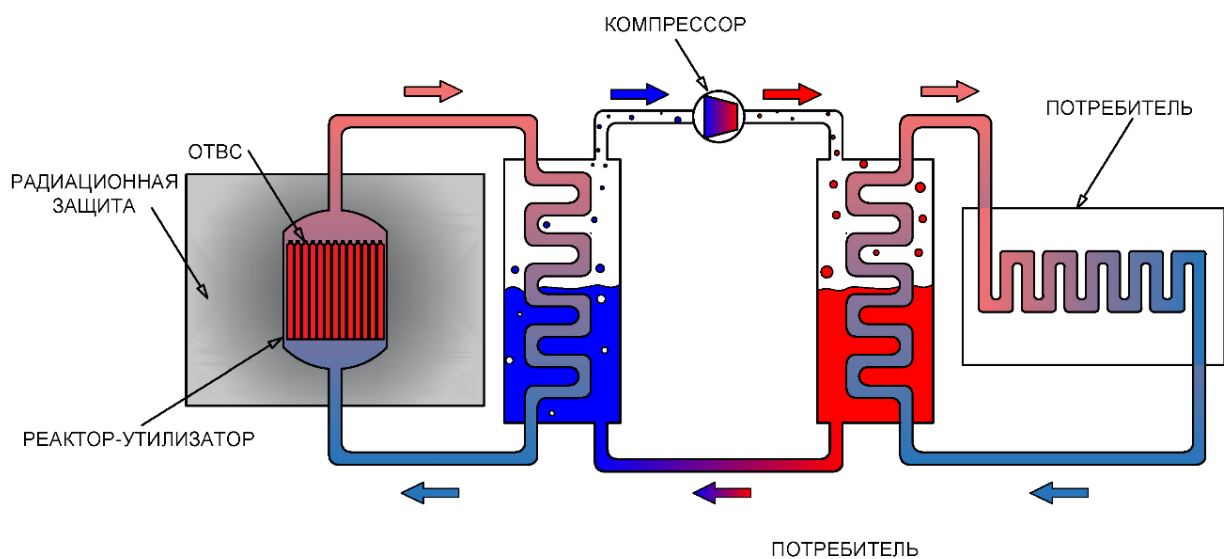


Рисунок 1 – Схема циркуляционного контура с реактором-утилизатором [Источник: собственная разработка автора]

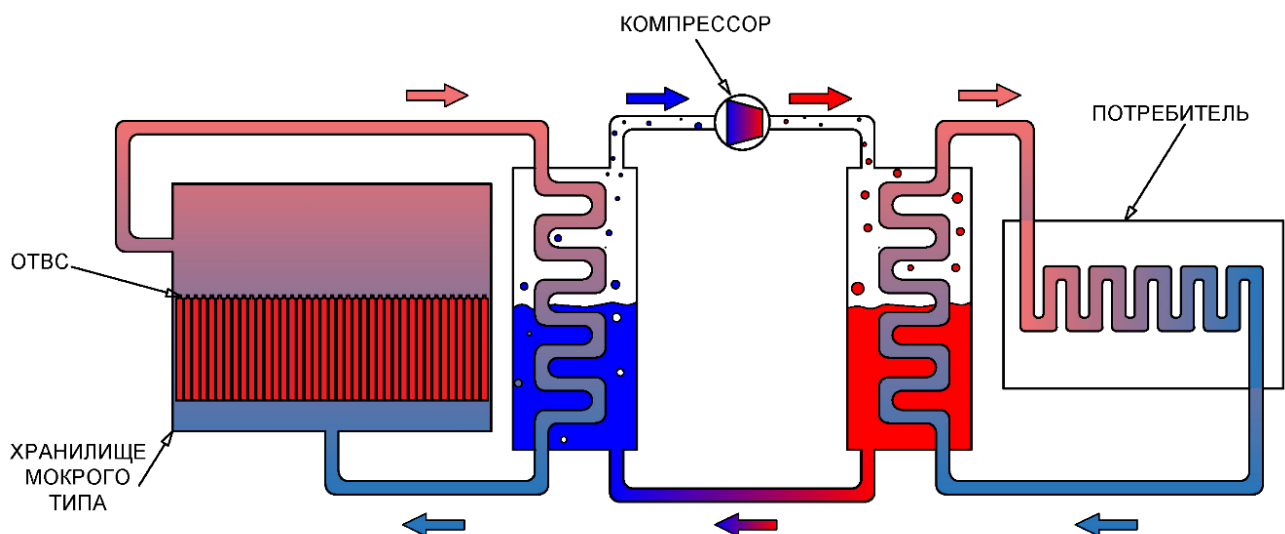


Рисунок 2 – Схема циркуляционного контура с бассейном [Источник: собственная разработка автора]

В схеме в реакторе-утилизаторе есть одно преимущество – работа циркуляционного контура под давлением и достижение более высоких температур теплоносителя.

При расчете схемы с реактором-утилизатором необходимо задать начальные параметры. Рассматривается реактор-утилизатор с объемом загружаемых ОТВС в количестве 163 шт. Вся загрузка ОТВС будет обновляется каждые 4 года.

Во время ежегодной перегрузки реактора ВВЭР-1200 отсюда убирается 25% от общей загрузки (163 шт). В итоге получается, что каждый год в реакторе-утилизаторе будет обновляется 40–41 ОТВС.

Для расчета полной схемы необходимо посчитать какую массу теплоносителя способен нагреть реактор-утилизатор используя ОТВС.

Принимаем температуру холодной петли 20°C, потому что температура кипения выбранного хладагента (фреон-11) находится в пределах 25°C. Значит предполагаем температуру на выходе из реактора-утилизатора 50°C.

Расчет будет производиться по формуле (5) для следующих стадий: 1 – свежее ОТВС; 2 – ОТВС с временем хранения 1 год; 3 – ОТВС с временем хранения 2 года; 4 – ОТВС с временем хранения 3 года.

Принимаем теплоемкость теплоносителя первого контура (легкая вода) $c = 4,19$ кДж/(кг·°C).

$$Q_i = Q_{\text{ОТВС}}^i \cdot n = 9610 \cdot 43 = 413,230 \text{ кВт}, \quad (5)$$

где $Q_{\text{ОТВС}}^i$ – остаточное тепловыделение свежего ОТВС (таблица 2), Вт/ОТВС; n – количество ОТВС.

В таблице 3 приведены результаты вычисления определенного количества ОТВС на разных стадиях.

Таблица 3 – Результаты расчетов остаточного тепловыделения

Стадия	Остаточное тепловыделение, кВт·ч
1	413,230
2	333,480
3	237,342
4	162,540
Общая	1147 кВт или 4129,2 МДж

Масса теплоносителя, которую способен нагреть реактора-утилизатор составит:

$$m = \frac{Q}{c \cdot (t_2 + t_1)} = \frac{4129200}{4,19 \cdot (50 - 20)} = 32840 \text{ кг} \quad (6)$$

Q – количество теплоты, отдающие 163 ОТВС, кДж;

c – теплоемкость теплоносителя, кДж/(кг·°C);

t_1 и t_2 – температуры теплоносителя после и перед входом в устройство для снятия остаточного тепловыделения.

Расход воды приблизительно составит 33 тонны в час воды через реактор-утилизатор.

Расчет мощности теплового насоса выполняется по следующей формуле:

$$R = (kVT)/860, \quad (7)$$

где R – потребляемая мощность помещения (кВт/час);

k – средний коэффициент потерь тепла зданием: например, равно 1 – отлично утепленное здание, а 3 – барак из досок;

V – суммарный объем всего отапливаемого помещения, в м³;

T – максимальный перепад температуры между улицей и внутри помещения;

860 – значение, необходимое для перевода получившихся ккал в кВт.

Известно, что 1 метр коллектора дает примерно 30 Вт. Другими словами 1 кВт мощности насоса требует 22 метра труб. Зная требуемую мощность насоса, можно рассчитать количество труб для изготовления контура.

Рассчитаем мощность насоса для помещения со следующими исходными данными: отапливаемая площадь 1000 м²; высота потолков 2,8 м; минимальная температура зимой на улице -25 градусов; комфортная температура в помещении +22 градуса.

Объем отапливаемого помещения будет равен 2800м³. Мощность теплового насоса составит 439 кВт/час. Для его функционирования циркуляционного контура нам потребуется коллектор общей длиной не менее 9658 м.

Заключение

Было предложено 2 схемы с различными устройствами для использования остаточного тепловыделения ОТВС. Также установлено, что в схеме с реактором-утилизатором есть одно преимущество – работа циркуляционного контура под давлением и достижения более высоких температур теплоносителя.

Массовый расход воды через реактор-утилизатор или через бассейн мокрого хранения составит приблизительно 33 тонны в час воды через реактор-утилизатор. Для помещения площадью 1000м² подойдет насос с мощностью не менее 439 кВт.

Литература

1. Письменецкий, С.А., Оценка остаточного тепловыделения отработавшего топлива ВВЭР-1000 / С.А. Письменецкий [и др.] // Харьков: ННЦ «Харьковский физико-технический институт», 2007. – 4 с.

2. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник / В.М. Колобашкин [и др.]; под общ. ред. В.М. Колобашкина. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 382с.