

УДК 621.039

КОНСТРУКЦИЯ ПЕРЕГРУЗОЧНЫХ УСТРОЙСТВ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

И. А. Сивинских¹, С. Н. Потеряев², И. Э. Розаненков³, О. Л. Ташлыков⁴

^{1,2,3,4} Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б. Н. Ельцина, Екатеринбург, Россия

¹ siwinskih100@gmail.com

Аннотация. В работе представлены конструкции перегрузочных устройств, используемые на реакторах с жидкометаллическим теплоносителем. Проанализированы преимущества и недостатки различных способов перегрузки.

Ключевые слова: реактор на быстрых нейтронах, натрий, перегрузочные устройства, перегрузка ядерного топлива, поворотные пробки, «горячая камера»

THE FAST NEUTRON REACTOR OVERLOADING DEVICE CONSTRUCTION

I. A. Sivinskikh¹, S. N. Poteryaev², I. E. Rozanenkov³, O. L. Tashlykov⁴

^{1,2,3,4} Ural Federal University named after the First
President of Russia B. N. Yeltsin, Ekaterinburg, Russia

¹ siwinskih100@gmail.com

Abstract. The paper presents the construction of overloading devices used in reactors with a liquid metal coolant. The advantages and disadvantages of different overloading methods were analyzed.

Keywords: fast neutron reactor, sodium, reloading devices, nuclear fuel overloading, rotary plugs, “hot chamber”

При достижении запланированной глубины выгорания тепло-выделяющих сборок (ТВС) активной зоны требуется их выгрузка и замена новыми (аналогично для сборок зоны воспроизводства).

Система перегрузки топлива в реакторах на быстрых нейтронах имеет следующие особенности:

1) необходимость обеспечения герметичности реактора в процессе перегрузки из-за высокой химической активности теплоносителя (в основном используется Na или эвтектика NaK);

2) глубокое выгорание топлива и высокая удельная энергонапряженность требуют надежного охлаждения выгружаемого топлива.

Следует отметить, что конструкция реактора должна обеспечивать максимальную простоту операций, а время операции должно быть минимальным. По этой причине способ перегрузки топлива оказывает большое влияние на саму конструкцию реактора.

Системы перегрузки реакторов, используемые на реакторах с натриевым теплоносителем, обычно подразделяются на два вида: устройства с вращающимися пробками и устройства типа «горячей камеры».

Способ «горячей камеры» (рис. 1, *а*) подразумевает установку сверху реактора небольшой герметичной камеры, которая является защитным экраном при удаленной на время перегрузки топлива крышке корпуса реактора и осуществлении перегрузки топлива [1]. Конструкция крышки в этом случае очень проста. Этот метод имеет следующие достоинства:

1) возможность наблюдения за ходом работы с помощью телевизионной камеры;

2) создание в «горячей камере» нейтральной среды, предотвращающей взаимодействие теплоносителя с атмосферой;

3) применение «горячей камеры» облегчает герметизацию верхней пробки.

Недостатком является то, что во время работы на стенки и перегрузочные устройства налипают пары радиоактивного теплоносителя, а также то, что из-за «горячей камеры» существенно увеличиваются размеры реактора [1].

Способ с вращающимися верхними пробками (рис. 1, *б*) заключается в манипулировании тепловыделяющей сборки (ТВС) с помощью механизма перегрузки и механизмов введения и выведения сборок. Для функционирования этих механизмов могут быть использованы одинарные, двойные и тройные поворотные пробки [2–4].

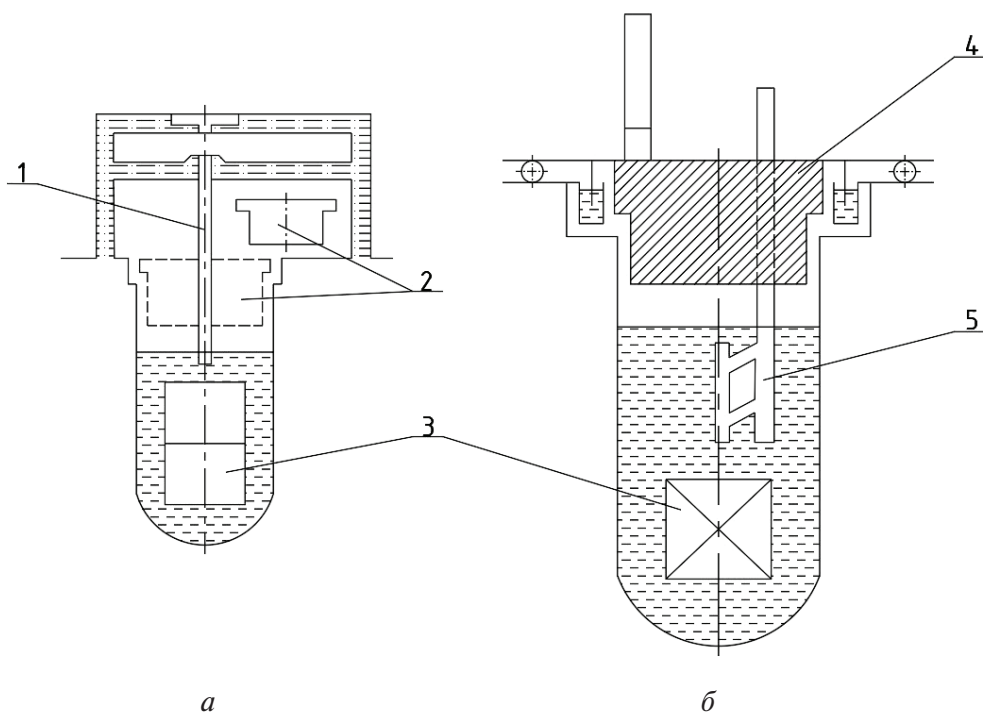


Рис. 3. Схемы перегрузки реактора на быстрых нейтронах с «горячей камерой» (а) и одинарной поворотной пробкой (б):

1 — механизм перегрузки; 2 — выемная пробка реактора;
3 — активная зона; 4 — поворотная пробка; 5 — манипулятор

Механическое уплотнение выполнено по всему периметру пробок в виде гидрозатвора: каждая пробка имеет цилиндрическую юбку, опущенную в кольцевую ванну для исключения выхода из реактора радиоактивного газа. Ванна заполнена тяжелым уплотняющим металлом, герметично связанным с полостью реактора. Например, для БН-350 уплотняющая среда представляет собой сплав висмута с оловом (43 % Вi, 57 % Sn) с температурой плавления 138 °С и плотностью $8,3 \times 10^3$ кг/м³. Для перегрузки ТВС сплав предварительно расплавляют электронагревателями, вмонтированными в корпус гидрозатвора [5; 6].

В настоящее время на реакторах на быстрых нейтронах (РБН) в основном используется система с двумя-тремя эксцентрично расположенными поворотными пробками (рис. 2).

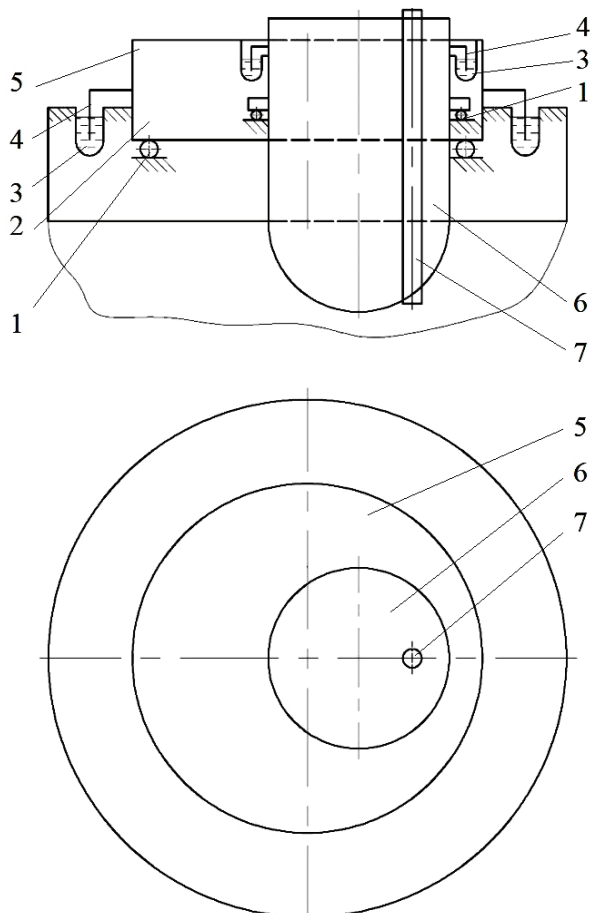


Рис. 2. Схема перегрузки с двумя поворотными пробками:
1 — шаровые опоры; 2, 5 — большая поворотная пробка;
3 — кольцевая ванна; 4 — юбка; 6 — центральная поворотная колонна
(малая поворотная пробка); 7 — захват

Список источников

1. Будов В. М., Фарафонов В. А. Конструирование основного оборудования АЭС. М. : Энергоатомиздат, 1985. 264 с.
2. Уордсуорт А. Д. Техника работы с ядерным топливом / пер. с англ. Ю. Н. Бурмистренко. М. : Атомиздат, 1965. 255 с.
3. Innovative Steam Generator for Sodium-Cooled Fast Reactors [Electronic resource] / Lorenzo Fiorentino. Roma / 2006. URL: <https://www.tesionline.it/tesi/23539/innovative-steam-generator-for-sodium-cooled-fast-reactors> (date of access: 06.12.2020).

4. Корольков А. С., Гаджиев Г. И., Ефимов В. Н. Опыт эксплуатации реакторной установки БОР-60 // Атом. энергия. 2001. Т. 91, вып. 5. С. 363–369.

5. Усынин Г. Б., Кусмарцев Е. В. Реакторы на быстрых нейтронах / под ред. Ф. М. Митенкова. М. : Энергоатомиздат, 1985. 288 с.

6. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем : в 2 ч. / А. И. Бельтюков [и др.] ; под общ. ред. С. Е. Щеклеина, О. Л. Ташлыкова. Екатеринбург : УрФУ, 2013. Ч. 1. 548 с.