

УДК 621.039.5

**ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ РЕАКТОРЫ С ГАЗОВЫМ
ОХЛАЖДЕНИЕМ
HIGH TEMPERATURE GAS COOLED REACTORS**

Н.Д. Рудаков, И.Г. Черенкевич

Научный руководитель – С.А. Качан, к.т.н., доцент
Белорусский национальный технический университет,
г. Минск, Республика Беларусь
kachan@bntu.by

N. Rudakov, I. Cherenkevich

Supervisor – S. Kachan, Candidate of Technical Sciences, Docent
Belarusian national technical university, Minsk, Belarus

Аннотация: рассмотрены предпосылки применения и некоторые особенности и преимущества высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов малой мощности. Показаны основные характеристики реакторов *HTR-PM атомной электростанции Shidaowan, Китайская народная республика.*

Abstract: *the prerequisites for use and some features and advantages of high-temperature gas-cooled small reactors are considered. Showing the main characteristics of the HTR-PM reactors at the Shidaowan Nuclear Power Plant, People's Republic of China.*

Ключевые слова: высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы, атомная электростанция.

Keywords: *high-temperature gas-cooled reactors, nuclear power plant.*

Введение

Рассмотрим инновационные разработки высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением (HTR – high-temperature reactor). HTR – это тип ядерного реактора, в котором используется урановое топливо и графитовый замедлитель (за исключением реакторов на быстрых нейтронах) для получения очень высоких температур активной зоны. В них в качестве теплоносителя первого контура используются инертные газы – в основном гелий.

Основная часть

Для создания современных реакторов был проанализирован опыт ряда инновационных газоохлаждаемых реакторов, построенных в 1960-х и 1970-х годах. Такие реакторы рассматривались как перспективные с самого начала развития ядерной энергетики.

В последние десятилетия разрабатываются новые реакторы малой мощности (менее 300 МВт, эл), которые будут способны подавать высокотемпературный (700 – 950°C и, в конечном итоге, примерно до 1000°C) гелий либо для промышленного применения (через теплообменник), либо для производства пара обычным способом во вторичном контуре (в парогенераторе), либо непосредственно для приведения в действие газовой турбины, работающей по циклу Брайтона [1]. В последнем случае выработка

электроэнергии возможна с тепловым КПД почти 50%: КПД увеличивается примерно на 1,5% с каждым повышением температуры на 50°C [1].

Усовершенствованная металлургия и технологии, разработанные за последние десятилетия, делают НТР более практичными, чем в прошлом.

Топливо для этих реакторов представляет собой микротвэлы (тепловыделяющие элементы) TRISO (трехструктурно-изотропные) частицы диаметром менее миллиметра. Каждая из них содержит ядро (около 0,5 мм) оксикарбида урана или диоксида урана. Ядра окружены слоями углерода и карбида кремния, что обеспечивает защиту продуктов деления, стабильную при температуре выше 1600°C [1].

Эти частицы располагаются двумя способами: в блоках – шестиугольных «призмах» из графита или в графитовых шарах диаметром 60 мм, каждый из которых содержит около 15 000 частиц топлива или 9 г урана. Расход топлива выше, чем при использовании легководного реактора той же мощности, из-за того, что топливные гранулы в основном состоят из графита – менее одного процента приходится на уран. Однако используемое топливо в целом менее радиотоксично и выделяет меньше тепла при распаде из-за более высокой степени выгорания.

В НТР потенциально может использоваться топливо на основе тория, такое как высокообогащенный или низкообогащенный уран $U-235$ с Th, $U-233$ с Th и Pu с Th.

Благодаря отрицательному температурному коэффициенту реактивности (реакция деления замедляется с повышением температуры) и пассивному отводу тепла реакции распада реакторы НТР по своей сути безопасны, поэтому позиционируются как не требующие создания защитной оболочки.

Эти реакторы достаточно малы, чтобы их можно было изготовить на заводе, и обычно устанавливаются ниже уровня земли.

В США планировалось строительство атомной электростанции следующего поколения (NGNP – Next Generation Nuclear Plant). Но финансирование было практически прекращено, и технологическое лидерство перешло к Китаю.

Единственным реализованным в настоящее время проектом НТР коммерческого масштаба является китайский НТР-РМ (рисунок 1 [2]).

Строительство китайской АЭС Shidaowan на базе реакторов НТР-РМ было одобрено в ноябре 2005 года и началось в 2012 году. АЭС подключили к энергосистеме в 2021 году, и в настоящее время идет регулярная эксплуатация двух установок.

Первоначально предполагалось, что это будет один энергоблок мощностью 200 МВт (эл.) (450 МВт тепловых), в итоге установка состоит из двух реакторов каждый по 250 МВт (эл.), приводящих в движение одну паровую турбину мощностью 210 МВт.

Каждый реактор имеет один парогенератор с 19 элементами (665 трубок). Топливо в виде шаров диаметром 60 мм имеет обогащение 8,5% (520 000 элементов в двух реакторах), что дает выгорание на выходе 90 ГВт·сут/т. Температура гелия на выходе из активной зоны составляет 750°C, температура

пара – 566°C, а температура на входе в активную зону – 250°C. Тепловой КПД составляет 40% [1].

Имеются две независимые системы управления реактивностью: первичная состоит из 24 стержней управления в боковом графитовом отражателе, вторичная – из шести каналов для малых сфер-поглотителей, падающих под действием силы тяжести.

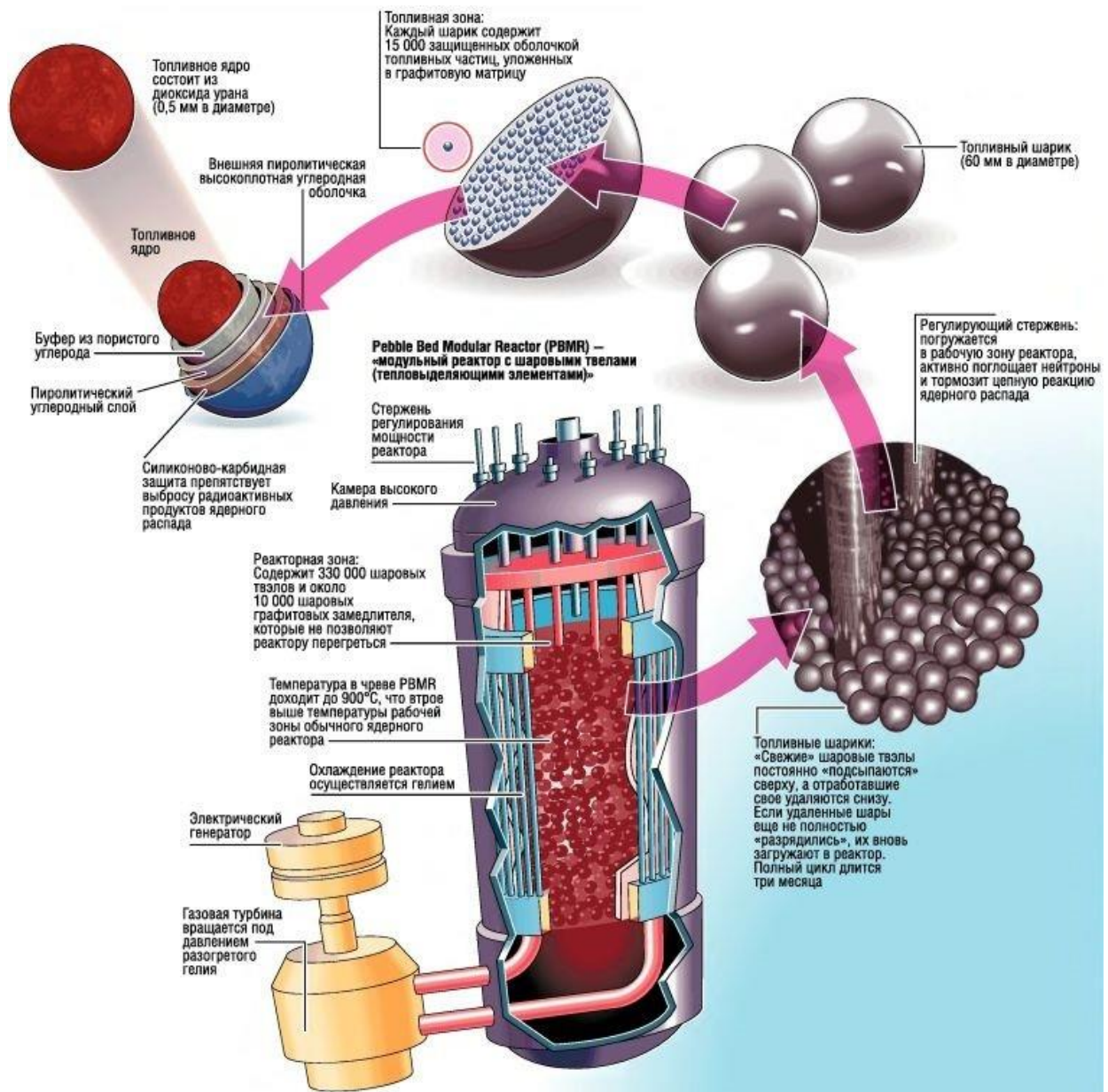


Рисунок 1 – Инновационный реактор HTR-PM АЭС Shidaowan [2]

Характеристики этой установки включают большую гибкость в диапазоне нагрузок 40–100% без потери тепловой эффективности. Плотность энергии в активной зоне составляет примерно одну десятую от мощности легководного реактора, и если циркуляция теплоносителя прекратится, топливо выдержит начальные высокие температуры, пока реактор отключится, что обеспечивает внутреннюю безопасность. Регулирование мощности осуществляется путем изменения давления охлаждающей жидкости и, следовательно, ее расхода.

Ожидается, что срок эксплуатации АЭС составит 40 лет.

Ориентировочная стоимость проекта составляет 430 миллионов долларов США, но ожидается, что в будущем удельные капитальные вложения в установки снизятся до 1500 долларов США за кВт при стоимости вырабатываемой электроэнергии около 5 центов за кВт·ч [1].

Предполагается, что серия НТР, возможно, с циклом Брайтона, непосредственно приводящим в движение газовые турбины, будет изготавливаться на заводах и широко устанавливаться по всему Китаю.

Заключение

Можно ожидать, что преимущества НТР-РМ позволят высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам в конечном итоге потеснить традиционную реакторную технологию для производства электроэнергии, а также обеспечить в будущем производство водорода.

Литература

1. Small Nuclear Power Reactors [Электронный ресурс] / Small Nuclear Power Reactors. – Режим доступа: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx> /. – Дата доступа 25.03.2024.

2. О работе инновационной китайской АЭС «Шидаовань» с двумя малыми высокотемпературными реакторами НТР-РМ [Электронный ресурс] / О работе инновационной китайской АЭС «Шидаовань» с двумя малыми высокотемпературными реакторами НТР-РМ. – Режим доступа: <https://www.atomic-energy.ru/articles/2024/02/19/143238> /. – Дата доступа 25.03.2024.