

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЙ БЫСТРЫЙ РЕАКТОР НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ С ЖИДКИМ МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ

Окунев В.С.

*Московский государственный технический университет им. Н.Э. Баумана,
Москва, Россия*

Ключевые слова: быстрый реактор, жидкое топливо, низкообогащенный уран, вольфрамовые капсулы, высокотемпературный реактор, аварийные режимы.

Аннотация. Концепция реактора предполагает использование жидкого металлического топлива на основе отработанного урана и плутония, извлеченного из отработанного топлива ВВЭР-1000. Оболочка твэла представляет собой герметичную вольфрамовую капсулу. В качестве теплоносителя используется свинец, извлеченный из ториевых руд. В качестве начальной загрузки можно использовать низкообогащенный уран. При увеличении отношения доли топлива к доле теплоносителя можно перевести реактор в режим высокотемпературного. При этом при диаметре топливного столба 20 мм и относительном шаге решетки твэлов 1,1 в качестве начальной загрузки можно использовать уран с обогащением 6-7%. Реактор надежен и безопасен даже при электрической мощности 3,3 ГВт.

NEW GENERATION HIGH-TEMPERATURE FAST REACTOR WITH LIQUID METAL FUEL

Okunev V.S.

Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russia

Keywords: fast reactor, liquid fuel, low enriched uranium, tungsten capsules, high temperature reactor, emergency modes.

Abstract. The concept of the reactor assumes the use of liquid metal fuel based on waste uranium and plutonium extracted from spent VVER-1000 fuel. The fuel element cladding is a sealed tungsten capsule. Lead extracted from thorium ores is used as a coolant. Low enriched uranium can be used as an initial load. With an increase in the ratio of the proportion of fuel to the proportion of coolant, it is possible to transfer the reactor to the high-temperature mode. In this case, with a fuel column diameter of 20 mm and a relative fuel-element lattice spacing of 1.1, uranium with an enrichment of 6-7% can be used as the initial load. The reactor is reliable and safe even with an electric power of 3.3 GW.

Предлагается концепция быстрого реактора большой мощности с жидким металлическим топливом и теплоносителем на основе свинца, извлеченного из ториевых руд (с концентрацией изотопа ^{208}Pb около 80%). Топливо содержится в вольфрамовых капсулах. За основу принята предложенная автором ранее концепция быстрого реактора электрической мощностью 2,4-2,9 ГВт [1]. Используется двухконтурная схема преобразования энергии. Было предложено использовать керметное топливо на основе микрочерен UN-PuN и нанопорошка металлического урана [1]. Все расчеты проведены по авторским кодам [1].

В новой концепции смесь порошков металлического отработанного урана (80%) и плутония, извлеченного из отработанного топлива ВВЭР-1000 (20%)

засыпается в вольфрамовые капсулы. Нет необходимости в изготовлении топливных таблеток В начальной загрузке можно использовать уран, обогащенный по ^{235}U до 14-16%. Капсулы завинчиваются вольфрамовыми пробками. При пуске реактора топливо плавится. Конструкция активной зоны подобна БРЕСТ-ОД-300 [2]. В исходном варианте диаметр топливного столба в зонах увеличивается от центра к периферии активной зоны и равен 7,9; 8,3 и 9,0 мм [2]. Высота активной зоны 1,10 м. Внешний радиус зон 2,23; 2,99 и 3,22 м [1]. При таких характеристиках активной зоны электрическая мощность реактора типа БРЕСТ равна 2,4 ГВт. Электрическая мощность реактора с жидким топливом достигает 3,3 ГВт. Вариант высокотемпературного реактора отличается большим диаметром твэлов (до 25 мм) и большей мощностью. Над топливом имеется полость для сбора газообразных продуктов деления. Она же служит компенсационным объемом при переходе топлива из твердого состояния в жидкое (пуск реактора) и обратно (останов реактора).

При работе реактора в твэлах наблюдается естественная конвекция жидкого топлива. Она связана с разность температур топлива на оси твэла (движение топлива вверх) и на периферии вблизи оболочки (движение топлива вниз). Конвекционные потоки способствуют переносу легких элементов (продуктов ядерных реакций) в верхнюю часть твэла. Эта часть расположена над активной зоной. Газообразные продукты ядерных реакций также будут скапливаться в полости над активной зоной над твердыми или жидкими продуктами деления. Относительно тяжелые нуклиды будут оседать в нижней части твэла. Циркуляция жидкого топлива в твэле способствует перемешиванию этих нуклидов и их трансмутации в нейтронной поле.

В высокотемпературном реакторе уменьшено отношение объема теплоносителя к объему топлива в активной зоне за счет уменьшения шага решетки твэлов и увеличения диаметра твэлов. Чтобы избежать кипения топлива минимальный относительный шаг решетки твэлов должен быть больше 1,1.

Минимально допустимая температура топлива – температура плавления (урана – 1405,45 К, плутония – 912,55 К). Максимально допустимая температура топлива – температура кипения (урана – 4404,2 К, плутония – 3505,15 К) [3, 4].

Рассматривались номинальный и аварийные режимы работы реактора. Постулировался отказ аварийной защиты. При вводе полного запаса реактивности (равного доле β запаздывающих нейтронов) и обесточивании всех главных циркуляционных насосов первого контура максимальная температура топлива равна 1458 К, максимальная температура теплоносителя – 1225 К. На рисунке 1 представлены значения максимальной температуры топлива T в номинальном (1) и аварийном (2) режимах в зависимости от диаметра d топливного столба в твэлах.

Пустотный эффект реактивности глубоко отрицателен при любых сценариях его реализации. (В реакторе БРЕСТ-2400 он равен 7β .) Этому

способствует жесткий спектр (металлическое топливо), свинец-208 и вольфрам в активной зоне.

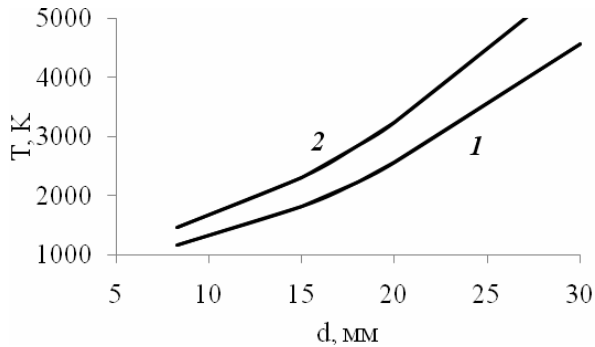


Рис. 1. Зависимость $T(d)$

Предложенная концепция имеет ряд преимуществ.

- Создается иллюзия использования обычного твердого топлива.
- В ТВЭлах будет существовать естественная конвекция жидкого топлива, что способствует переносу легких нуклидов в верхнюю часть ТВЭла. Это исключает зашлаковывание и способствует увеличению кампании. Это также облегчает переработку замерзшего топлива.

- Уменьшение доли свинца и увеличение доли топлива ведет к повышению температуры активной зоны до значений, характерных для сверхвысокотемпературных ядерных реакторов четвертого поколения.

- Для активной зоны такого реактора легко обеспечить КВА (коэффициент воспроизводства в активной зоне) ≥ 1 . Увеличение диаметра топливного столба ведет к повышению КВА. Это позволяет уменьшить количество делящегося материала в активной зоне.

- В процессе работы реактора высота активной зоны незначительно уменьшается. Это способствует дальнейшему снижению пустотного эффекта реактивности. Реактор критичен при КВА $\approx 1,06$.

- В рамках предложенной концепции можно решить задачу минимизации загрузки делящегося материала в активную зону и максимальной утилизации отвалного урана, т. е. $^{239}\text{Pu} (^{235}\text{U}) / ^{238}\text{U} \rightarrow \min$. Например, при $d = 20$ мм и $h = 1,1$ в качестве начальной загрузки можно использовать уран с обогащением 6-7%.

- В реакторе достижимы сверхглубокие выгорания. Это позволит не перерабатывать топливо, а захоранивать прямо в вольфрамовых капсулах.

Такой реактор призван решать задачи производство электроэнергии и высокопотенциальной теплоты. Надежность и безопасность обеспечивается даже при аномально высокой мощности реактора.

Список литературы

1. Okunev V.S. Towards a Large-Scale "Green Energy": Multifunctional Protective Coatings for Nuclear Engineering Structural Materials // IOP Conf. Series: Earth and

- Environmental Science. 2023, vol. 1154, pp. 012059. doi:10.1088/1755-1315/1154/1/012059.
2. 2017 GIF Annual Report (Printed by the OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum Nuclear Energy Agency.) – Paris: NEA, 2017. – P. 50-72.
 3. Фокин Л.Р. Жидкий уран, изобара плотности 1406–3500 К. Анализ и обобщение экспериментальных данных // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные и реакторные константы. – 2016. – Вып. 3. – С. 24-26.
 4. Challenges in Plutonium Science. Vol. I. Historical Introduction. Condensed-Matter Physics. Plutonium Aging. Los Alamos Science. – 2000. – Number 26. – 290 p.

References

1. Okunev V.S. Towards a Large-Scale "Green Energy": Multifunctional Protective Coatings for Nuclear Engineering Structural Materials // IOP Conf. Series: Earth and Environmental Science. 2023, vol. 1154, pp. 012059. doi:10.1088/1755-1315/1154/1/012059.
2. 2017 GIF Annual Report (Printed by the OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum Nuclear Energy Agency.) – Paris: NEA, 2017. – P. 50-72.
3. Fokin L.R. Liquid uranium, density isobar 1406–3500 K. Analysis and generalization of experimental data // Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants. 2016, iss. 3, pp. 24-26.
4. Challenges in Plutonium Science. Vol. I. Historical Introduction. Condensed-Matter Physics. Plutonium Aging. Los Alamos Science. – 2000. – Number 26. – 290 p.

| | |
|---|--|
| Окунев Вячеслав Сергеевич – кандидат технических наук, доцент okunevvs@bmstu.ru | Okunev Viacheslav Sergeevich – candidate of technical sciences, associate professor |
|---|--|

Received 12.06.2023