

Тепловые процессы в технике. 2025. Т. 17. № 12. С. 569–579
Thermal processes in engineering, 2025, vol. 17, no. 12, pp. 569–579

Научная статья
УДК 621.039.6
URL: <https://tptmai.ru/publications.php?ID=187096>
EDN: <https://www.elibrary.ru/MGXZRS>

О возможности создания blankets термоядерного источника нейтронов на основе растворов соединений тория

А.В. Жиркин¹, А.Ю. Пашков^{2✉}, Ю.С. Шпанский³

^{1,2,3}Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Российская Федерация

^{1,3}Национальный исследовательский университет «МЭИ», Москва, Российская Федерация

²A_Yu_Pashkoff@mail.ru✉

Аннотация. Сделана оценка возможности создания термоядерного источника нейтронов (ТИН) с blanketом на основе растворов, содержащих торий, с целью наработки U-233. Представлены концепция ТИН-1 и вариант blanketа с непрерывной перегрузкой, а также свойства соединений тория, существенные для создания blanketа ТИН и, для сравнения, свойства соединений урана и их растворов. Описан опыт эксплуатации ядерных реакторов с раствором урана. Сделана оценка скорости образования продуктов радиолиза в растворе. С помощью нейтронно-физической расчетной модели токамака в зависимости от содержания U-233 в растворе были определены тепловая мощность blanketа, удельная плотность тепловыделения в растворе, скорость образования продуктов радиолиза и другие характеристики blanketа. Приведены ожидаемые преимущества растворного blanketа. Предложены несколько схем преобразования тепловой энергии blanketа.

Ключевые слова: термоядерный источник нейтронов, растворный blanket, соли тория, радиолиз раствора, схемы преобразования тепловой энергии

Для цитирования. Жиркин А.В., Пашков А.Ю., Шпанский Ю.С. О возможности создания blanketа термоядерного источника нейтронов на основе растворов соединений тория // Тепловые процессы в технике. 2025. Т. 17. № 12. С. 569–579. URL: <https://tptmai.ru/publications.php?ID=187096>

Original article

Blanket of fusion neutron source or fusion reactor on base thorium containing solutions

A.V. Zhirkin¹, A.Yu. Pashkov^{2✉}, Yu.S. Shpanskiy³

^{1,2,3}Russian Research Centre “Kurchatov Institute”, Moscow, Russian Federation

^{1,3}National Research University “Moscow Power Engineering Institute”, Moscow, Russian Federation

²A_Yu_Pashkoff@mail.ru✉

Abstract. The possibility of a fusion neutron source (FNS-1) creation with a blanket containing thorium solutions for producing U-233 was evaluated. The FNS-1 concept and variants of a blanket with continuous reloading were presented, as well as some properties of thorium compounds and, for com-

parison, the properties of uranium compounds and their solutions. The experience of operating nuclear reactors with a uranium solution was described. The radiolysis products generation rate was estimated. Using a FNS-1 neutron-physical analyses model some characteristics of the blanket containing U-233 solutions were determined. The expected advantages of a solution blanket are given. Several schemes of the blanket thermal energy conversion were proposed.

Keywords: fusion neutron source, solution blanket, thorium sulphate and nitrate, solution radiolysis, schemes for converting thermal energy

For citation. Zhirkin A.V., Pashkov A.Yu., Shpanskiy Yu.S. Blanket of fusion neutron source or fusion reactor on base thorium containing solutions. *Thermal processes in engineering*. 2025, vol. 17, no. 12, pp. 569–579. (In Russ.). URL: <https://tptmai.ru/publications.php?ID=187096>

Введение

Проектируемый термоядерный источник нейтронов (ТИН-1) масштаба токамака Т-15МД [1] предназначен для демонстрации эффективного использования как термоядерных нейтронов с энергией 14,1 МэВ, образующихся в результате D-T реакции, так и нейтронов, полученных в blanketе. Одним из возможных способов использования нейтронов является наработка искусственного ядерного топлива U-233 из сырьевого материала, содержащего Th-232, для крупномасштабного развития ядерной энергетики [2]. Использование U-233 в ядерном топливном цикле имеет несколько преимуществ [3]:

- значительно (за счет вовлечения Th-232) расширяется сырьевая база ядерной энергетики;
- при эксплуатации установок с U-233 не образуются минорные актиниды;
- ядерный топливный цикл на основе U-233 обладает повышенной защищенностью от неконтролируемого распространения делящихся материалов.

Одним из факторов опасности топливного цикла с воспроизводством U-233 из Th-232 является накопление изотопов Pa-231, Pa-232 и U-232 (далее называемых побочными изотопами) в количестве, сопоставимым с количеством наработанного U-233, причем количество побочных изотопов пропорционально времени облучения Th-232 в blanketе. Изотоп U-232 с $T_{1/2} = 73,6$ года является мощным источником α -излучения, а его дочерние продукты Bi-212 и Tl-208 имеют малые периоды полураспада и являются сильными гамма-источниками. Изотоп Pa-231 имеет $T_{1/2} \sim 3,3 \times 10^4$ лет и слаборадиоактивен, но в условиях облучения нейтронами образует Pa-232, из которого затем получается U-232. В результате делящееся топливо U-233, полученное из Th-232,

содержит примеси (в том числе продукты деления – отходы) с высокой радиоактивностью, что делает возможным только дистанционную работу с ним в горячих камерах.

Таким образом, особенности процесса накопления U-232 при облучении нейтронами Th-232 требуют максимально быстрого извлечения побочных изотопов и отходов из сырьевого материала, т. е. осуществления непрерывной перегрузки blanketа.

Концепция термоядерного источника нейтронов и blanketа с непрерывной перегрузкой

Параметры ТИН-1 на основе токамака на этапе концептуальной разработки представляются близкими к параметрам установки Т-15 МД [1]:

Большой/малый радиусы плазмы	1,48/0,67 м
Термоядерная мощность	~5–10 МВт
Объем blanketа	~15 м ³

Основным элементом ТИН-1 будет токамак, показанный в разрезе на рисунке 1.

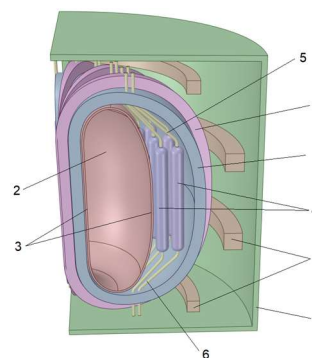


Рис. 1. Общий вид реактора-токамака. Цифрами обозначены: 1 – вакуумная камера; 2 – плазма; 3 – первая стенка; 4 – модули blanketа; 5 – трубопровод подвода теплоносителя в модуль blanketа; 6 – трубопровод отвода теплоносителя из модуля blanketа; 7 – сверхпроводниковая катушка тороидального магнитного поля; 8 – сверхпроводниковая катушка полоидального магнитного поля; 9 – корпус криостата

Одним из возможных способов избежать факторов опасности, связанных с наличием в бланкете делящихся изотопов, побочных изотопов и отходов, является непрерывная очистка сырьевого материала путем его непрерывной перегрузки, в процессе которой необходимо обеспечить выделение целевого изотопа U-233, побочных изотопов и продуктов деления.

В случае использования растворов на основе тяжелой воды необходимо выделение трития, который будет образовываться по реакции



Организовать непрерывную перегрузку представляется возможным в нескольких конструкциях бланкета, из которых самой перспективной представляется следующая:

Жидкий сырьевой материал циркулирует в виде водных растворов солей тория (например, тория-сульфата гидрата (ТСГ) – $\text{Th}(\text{SO}_4)_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ – или нитрата тория $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$). В качестве растворителя можно использовать не только обычную и тяжелую воду, но и другие жидкости. Часть раствора непрерывно отбирается для байпасной очистки. Бланкет на основе растворов сырьевого материала будем называть растворным, и далее рассматриваются различные аспекты применения растворного бланкета.

Некоторые свойства торийсодержащих материалов и их растворов

$\text{Th}(\text{SO}_4)_2$ – белый кристаллический порошок, разлагающийся при температуре выше 400 °С. Из водного раствора $\text{Th}(\text{SO}_4)_2$ кристаллизуется в виде гидратов с числом молекул воды $n = 2, 4, 6, 8, 9$, причем стабильными при определенных температурах являются $\text{Th}(\text{SO}_4)_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ с $n = 2, 4$ и 9 .

Обычно $\text{Th}(\text{SO}_4)_2$ выделяется из водных растворов ТСГ в форме октагидрата $\text{Th}(\text{SO}_4)_2 \cdot 8\text{H}_2\text{O}$. Он хорошо растворим в холодной воде, но с ростом температуры его растворимость понижается. $\text{Th}(\text{SO}_4)_2 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ кристаллизуется из раствора $\text{Th}(\text{SO}_4)_2$ при температуре 0–43 °С, причем растворимость его в воде увеличивается с повышением температуры. При повышении температуры до 400 °С все ТСГ теряют кристаллизационную воду. Водные растворы ТСГ обладают коррозионной активностью, что затрудняет их применение.

Для расчета характеристик бланкета с раствором ТСГ необходимо, в частности, знать теплофизические свойства раствора во всем диапазоне температур и давлений, при которых будет происходить его эксплуатация. Из этих свойств совершенно необходимыми представляются: плотность, динамическая и кинематическая вязкость, теплопроводность, теплоемкость, зависимость температуры кипения от давления. Однако в настоящее время обнаружить данных о них не удалось.

Нитрат тория $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ и растворы на его основе представляются перспективными материалами для создания растворного бланкета, т. к. не обладают коррозионной активностью. Кроме того, нитрат тория обладает высокой растворимостью в воде (при 20 °С 190,7 г на 100 мл воды). Но для производства этого материала желательно использовать изотоп N-15, т. к. использование изотопа N-14 приводит к образованию радиоактивного изотопа C-14 под нейтронным облучением. Данные о теплофизических свойствах растворов нитрата тория очень отрывочны и касаются в основном процессов дегидратации $\text{Th}(\text{SO}_4)_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ при росте температуры раствора [5].

Предполагается, что свойства растворов ТСГ и нитрата тория будут близки к свойствам раствора уранил-сульфата гидрата (УСГ) $\text{U}(\text{SO}_4)_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$, некоторые из которых приведены в [6,7]. Важным параметром, определяющим свойства раствора УСГ, является K_U – массовая концентрация урана в растворе, весовых %. В таблице 1 приведены теплофизические свойства растворов УСГ с $K_U = 25, 35$ и 45 % при давлении раствора 0,1 МПа и температуре 80 °С. Для сравнения приведены свойства воды при $K_U = 0$.

Таблица 1. Теплофизические свойства раствора уранил-сульфата гидрата в зависимости от концентрации урана

Теплофизические свойства	$K_U, \%$			
	0	25	35	45
Плотность, кг/м ³	972	1437	1802	2396
Теплоемкость, Дж/(кг×°С)	4196	2679	2037	1420
Кинематическая вязкость, м ² /с	$0,37 \times 10^{-6}$	$0,9 \times 10^{-6}$	*	*

*Нет данных.

В таблице 2 приведена зависимость теплофизических свойств раствора УСГ с $K_U = 25$ % от температуры.

Таблица 2. Теплофизические свойства раствора уранил-сульфата гидрата в зависимости от температуры

Теплофизические свойства	Температура раствора, °С			
	70	80	90	100
Плотность, кг/м ³	1443	1437	1430	1427
Теплоемкость, Дж/(кг×°С)	2674	2679	2684	2692
Кинематическая вязкость, м ² /с	1,04×10 ⁻⁶	0,9×10 ⁻⁶	0,8×10 ⁻⁶	0,72×10 ⁻⁶

Данные таблиц 1 и 2 показывают, что свойства раствора УСГ в значительной степени зависят от его концентрации в воде и его температуры, а также значительно отличаются от свойств чистой воды.

Опыт эксплуатации растворных ядерных реакторов

При исследовании возможности создания растворного бланкета представляется разумным использовать опыт проектирования и эксплуатации ядерных реакторов (ЯР) на основе растворов солей урана, в частности УСГ. Одним из примеров его использования послужил исследовательский ЯР «Аргус» для ядерно-физических методов анализа и контроля [8, 9], показавший свою эффективность и безопасность при эксплуатации. Корпус ЯР – сварной цилиндр с полусферическим дном. Активной зоной является водный раствор УСГ (топливный раствор). Обогащение топливного раствора по U-235 может быть переменным – от 21 % до 90 %. Топливный раствор заполняет лишь нижнюю часть корпуса ЯР, а воздушный объем над раствором используется для выделения в него газообразных продуктов деления и продуктов радиолитического разложения.

Охлаждение топливного раствора производится путем прокачки дистиллированной воды через змеевик в корпусе ЯР. Температура топливного раствора поддерживается в диапазоне 30–65 °С. Для повышения безопасности ЯР существует система отвода радиоактивных газов из его корпуса в хранилище. Давление в корпусе ЯР поддерживается ниже атмосферного и проводится постоянный контроль герметичности его корпуса.

Подобные ЯР применяют не только в исследовательских целях, но и используют для производства изотопов, например, Мо-99 [10].

В [6] описан опыт эксплуатации ЯР другой конструкции, в котором топливный раствор постоянно находится в ядерно-безопасном баллоне-хранилище и в корпус реактора подается

только в период эксплуатации. Это обеспечивает повышенную ядерную и радиационную безопасность.

Рассмотренные конструкции ЯР относятся к низкотемпературным, они показали свою высокую надежность, за весь период их эксплуатации не было аварийных ситуаций. Но опыта эксплуатации энергетических (с высокой температурой раствора) ЯР не имеется.

Оценка количества продуктов радиолитического разложения в растворе уранил-сульфата

Опыт эксплуатации ЯР с топливным раствором показывает, что при расчете характеристик растворных бланкетов необходимо учитывать процессы радиолитического разложения в растворе.

При образовании продуктов радиолитического разложения наблюдается явление радиолитического кипения (выделения пузырьков газа), которое значительно влияет на все свойства раствора. Процесс радиолитического разложения под влиянием нейтронов деления исследован достаточно полно [11], но отсутствуют данные о процессе радиолитического разложения под влиянием быстрых нейтронов с энергией 14,1 МэВ, образующихся в D-T реакции. Во время реакции деления урана в растворе бланкета (в этом случае как под действием внешнего источника нейтронов, так и под действием вторичных нейтронов и осколков деления) так же будет происходить разложение воды на водород и кислород.

Методика расчета переходных процессов в импульсных ЯР с раствором уранил-сульфата предложена в [6]. Эта методика требует численного решения большой системы уравнений. Для определения свойств раствора уранил-сульфата в случае, когда мощность ЯР постоянна, предлагается упрощенная методика.

Установлено, что в ЯР масса образовавшихся продуктов радиолитического разложения в растворе $M_{\text{рад}}$ пропорциональна энергии деления, выделившейся в растворе.

$$M_{\text{рад}} = K_{\text{пр}} Q_{\text{раст}}, \text{ кг}, \quad (2)$$

где $K_{\text{пр}} = 2,25 \cdot 10^{-9}$ – коэфф. пропорциональности, кг/Дж;

$Q_{\text{раст}}$ – энергия деления, выделившаяся в растворе, Дж.

Полагаем, что

$$Q_{\text{раст}} = q_v V_{\text{раст}} t, \text{ Дж}, \quad (3)$$

где q_v – удельная плотность тепловыделения в растворе, Вт/м³;

$V_{\text{раст}}$ – объем раствора, м³;

t – время облучения раствора, с.

Из (2) и (3) получаем массу продуктов радиолиза, выделившихся из объема раствора $V_{\text{раст}}$ за время t

$$M_{\text{рад}} = K_{\text{пр}} q_v V_{\text{раст}} t, \text{ кг.} \quad (4)$$

Скорость образования продуктов радиолиза

$$\Omega_{\text{рад}} = dM_{\text{рад}}/dt = K_{\text{пр}} q_v V_{\text{раст}}, \text{ кг/с.} \quad (5)$$

Расчетные характеристики бланкета ТИН-1

Для оценки характеристик установки ТИН-1 была создана нейтронно-физическая расчетная модель с растворным бланкетом [12]. Быстрые нейтроны проникают из твердотельного бланкета (размножителя нейтронов – Pb, Be) в растворный, в рассматриваемом варианте представляющий собой раствор нитрата тория $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ в тяжелой воде D_2O . Дополнительное размножение быстрых нейтронов осуществляется в растворном бланкете в результате реакций деления ядер Th-232 быстрыми нейтронами. Для увеличения генерации быстрых нейтронов реакциями деления бланкет содержит начальную загрузку солей U-233 и минорных актинидов. Быстрые нейтроны замедляются до энергий тепловых нейтронов в тяжелой воде.

Значение q_v от реакций деления U-233 в растворном бланкете зависит от концентрации изотопов U-233. При достаточно большой концентрации U-233 плотность тепловыделения может достигать значений, характерных для активной зоны ЯР. Следует отметить, что наработать U-233 при термоядерной мощности ТИН-1 не представляется возможным. Скорость деления U-233 нейтронами в бланкете будет приблизительно равна скорости его наработки. Предполагается, что наработать U-233 в бланкете будет возможно при мощности термоядерного синтеза не менее 100 МВт. Результаты расчета нескольких вариантов растворного бланкета с различной концентрацией U-233 приведены в таблице 3. Исходные данные для расчета:

- концентрация $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ составляет 61,43 г на 100 г D_2O ;
- объем раствора 15,7 м³;
- начальное содержание Th в растворе ~5000 кг;
- начальное содержание минорных актинидов ~20 кг.

Таблица 3. Расчетные характеристики бланкета ТИН-1

Параметр	Концентрация U-233 в растворе, весовых %			
	0	1,6	1,7	1,8*
Начальная загрузка U-233, кг	0	81,5	86,6	91,7
Коэффициент размножения $K_{\text{эф}}$	0	0,926	0,952	0,983
Тепловая мощность бланкета, МВт	1,9	244	412	1100
Удельная плотность тепловыделения в растворе q_v , МВт/м ³	0,12	15,6	26,3	70
Скорость образования продуктов радиолиза по (5) $\Omega_{\text{рад}}$, кг/с	$4,2 \times 10^{-3}$	0,55	0,92	2,47
Скорость образования водорода H_R , кг/с	$0,472 \times 10^{-3}$	0,06	0,1	0,27

*Максимально допустимая концентрация U-233 в растворе. Дальнейшее повышение концентрации U-233 приводит к тому, что бланкет становится критическим.

Ожидаемые преимущества растворного бланкета

По оценкам, растворный бланкет имеет следующие преимущества:

- простота конструкции, загрузки и выгрузки сырьевого материала;
- возможность максимально использовать полезный объем бланкета;
- низкое давление и температура в контурах циркуляции (до 1 МПа, до 100 °С для низкотемпературного бланкета). Это упрощает конструкцию и уменьшает тепловые нагрузки на сверхпроводниковые элементы;
- пожаробезопасность раствора;
- возможность взрыва образующейся при радиолизе раствора гремучей смеси минимальна при применении устройства рекомбинации продуктов радиолиза;
- возможность непрерывной корректировки элементного состава раствора, что, в свою очередь, позволит исключить остановки на перегрузку бланкета и организовать непрерывное выделение из него наработанных и побочных изотопов, а также радиоактивных отходов;
- отсутствие МГД-потерь при прокачке;
- возможность быстро сменить тип раствора;
- при использовании растворов с делящимися изотопами можно легко поддерживать глубокую подкритичность бланкета и, следовательно, внутренне присущую ядерную безопасность;
- благодаря высокой теплопроводности раствора невозможно образование зон с повышенным тепловыделением;

– невозможность аварии с плавлением топлива;
– возможность применить простейшие системы безопасности:

1) При невозможности отвода тепла от раствора начнется рост его температуры и кипение, сопровождающееся ростом давления. При достижении уставки срабатывания открывается предохранительный клапан, и пар сбрасывается в аварийный конденсатор.

2) Контур циркуляции раствора связан со сбросной емкостью трубопроводом, который в месте соединения с контуром закрыт пробкой из легкоплавкого материала. При росте температуры раствора выше допустимой пробка плавится, и раствор стекает в сбросную емкость.

Возможные схемы преобразования тепловой энергии растворного бланкета

Исходя из опыта работы ЯР с твердым топливом и опыта эксплуатации исследовательских ЯР с топливным раствором, представляются возможными две концепции растворного бланкета – низкотемпературная и высокотемпературная (энергетическая), а также различные варианты конструкции. В общем случае бланкет состоит из отдельных модулей (рисунок 1), а модуль выполнен в виде бака с корпусом цилиндрической или иной формы, который заполнен раствором нитрата тория $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ в тяжелой воде D_2O . Обязательными во всех вариантах конструкции являются две системы:

- Система рекомбинации продуктов радиолитического распада;
- Система байпасной очистки (регенерации)

раствора. В процессе эксплуатации часть раствора отбирается, из нее выделяется наработанный U-233 и продукты его деления, а также побочные изотопы, затем эта часть возвращается в основную массу раствора.

Обязательными так же являются требования поддержания бланкета в любом режиме (проектном или аварийном) в подкритическом состоянии и непрерывного удаления газообразных продуктов деления.

Низкотемпературный бланкет. Этот вариант может быть реализован при отсутствии U-233 в бланкете или его незначительной концентрации. При этом $q_v \sim 0,12\text{--}1$ МВт/м³, а тепловая мощность бланкета $\sim 2\text{--}15$ МВт. Температура раствора не превышает 100 °С, давление не более 1 МПа. Охлаждение бланкета может быть

организовано как в растворном ЯР – прокачкой теплоносителя (легкой или тяжелой воды) через змеевик внутри корпуса модуля. Низкотемпературный бланкет не представляет значительного интереса, т. к. не позволяет осуществить наработку U-233 и получить электрическую мощность.

Высокотемпературный бланкет. Этот вариант может быть реализован при концентрации U-233 в бланкете $\sim 1,6\text{--}1,8\%$, что обеспечивает значительное тепловыделение в растворе (табл. 3). В этом случае возможны значения $q_v \sim 15\text{--}70$ МВт/м³, а тепловая мощность бланкета $\sim 230\text{--}1100$ МВт.

Для получения приемлемого к.п.д. при преобразовании тепловой энергии в электрическую необходима температура раствора или теплоносителя на выходе из модуля не менее 250 °С. Необходимо отметить, что в любом из рассматриваемых вариантов бланкета раствор или его часть выводится за пределы вакуумной камеры и криостата, и вакуумная камера и криостат не могут служить локализирующими барьерами безопасности. Для обеспечения безопасности желательно использовать внутреннюю защитную оболочку, внутри которой будет находиться все оборудование с раствором. Для трубопроводов с «чистым» паром (без примесей или с минимальным количеством примесей U-233, побочных изотопов и продуктов деления) и его конденсатом во внутренней защитной оболочке предусмотрены проходки. В этом случае внешняя защитная оболочка – здание токамака.

Далее рассматриваются несколько возможных схем преобразования тепловой энергии бланкета и на рисунках 2–10 позициями обозначены:

1 – плазма в разрядной камере; 2 – корпус модуля бланкета; 3 – раствор; 4 – трубопровод отвода раствора из модуля бланкета; 5 – циркуляционный насос первого контура; 6 – парогенератор; 7 – трубопровод подачи пара на турбину; 8 – корпус криостата; 9 – проходки; 10 – трубопровод подачи раствора в модуль; 11 – байпасный трубопровод отбора части раствора на регенерацию; 12 – трубопровод возврата части раствора после регенерации; 13 – система рекомбинации продуктов радиолитического распада; 14 – трубопровод подачи конденсата в парогенератор; 15 – внутренняя защитная оболочка; 16 – турби-

на; 17 – конденсатор турбины; 18 – промежуточный теплообменник; 19 – циркуляционный насос второго контура; 20 – циркуляционный насос третьего контура; 21 – сепаратор; 22 – опускной трубопровод; 23 – трубопровод первичного пара; 24 – конденсатор-парогенератор; 25 – трубопровод подачи конденсата в конденсатор-парогенератор; 26 – трубопровод возврата конденсата первичного пара; 27 – трубки с водой первого контура; 28 – трубопровод отвода воды; 29 – трубопровод подачи воды в модуль; 30 – трубопровод отвода пароводяной смеси из модуля; 31 – тепловая труба.

На всех рисунках синим цветом выделен раствор.

Вариант 1. Раствор является одновременно теплоносителем.

1.1. Двухконтурная система охлаждения модуля с не кипящим раствором (рисунок 2), подобная той, что реализована в реакторах ВВЭР. Первый контур циркуляции включает в себя модули blankets, раствор в которых находится под давлением, обеспечивающим его поддержание в жидком состоянии без образования пара. Циркуляционный насос по трубопроводу отвода подает раствор в парогенератор, где легкая вода второго контура испаряется, а пар поступает в турбину, затем в конденсатор и конденсат возвращается в парогенератор. Из парогенератора раствор по трубопроводу подачи возвращается в модули blankets.

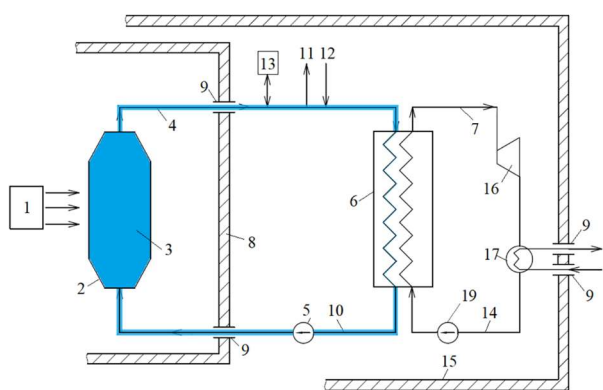


Рис. 2. Двухконтурная система охлаждения модуля с циркулирующим не кипящим раствором

1.2. Трехконтурная система охлаждения модуля с не кипящим раствором (рисунок 3), подобная той, что реализована в реакторах на быстрых нейтронах. Система состоит из трех контуров

циркуляции. Первый контур циркуляции включает в себя модули blankets, раствор в которых находится под давлением, обеспечивающим его поддержание в жидком состоянии без образования пара. Циркуляционный насос первого контура по трубопроводу отвода подает раствор в промежуточный теплообменник, откуда он по трубопроводу подачи возвращается в модули.

В промежуточном теплообменнике легкая вода второго контура нагревается и циркуляционным насосом второго контура подается в парогенератор, где охлаждается, испаряя легкую воду третьего контура, а затем поступает обратно в промежуточный теплообменник. Давление во втором контуре выше, чем в первом, что препятствует поступлению токсичных и радиоактивных элементов из раствора в воду второго контура.

«Чистый» пар из парогенератора поступает в турбину, затем в конденсатор и возвращается в парогенератор по трубопроводу подачи конденсата.

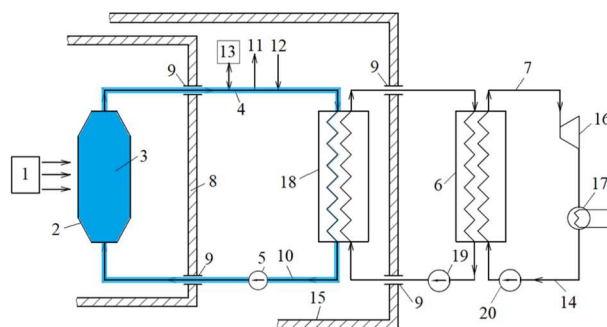


Рис. 3. Трехконтурная система охлаждения модуля с циркулирующим не кипящим раствором

1.3. Одноконтурная система охлаждения модуля с кипящим раствором (рисунок 4), подобная той, что реализована в реакторах РБМК. Контур циркуляции включает в себя модули blankets, раствор в которых кипит, образуя парожидкостную смесь, которая по трубопроводу отвода поступает в сепаратор. В сепараторе происходит разделение пара и раствора. Неиспарившийся раствор из сепаратора поступает в опускной трубопровод. Пар из сепаратора подается на турбину, затем в конденсатор, а после конденсат соединяется с раствором в опускном трубопроводе. Циркуляционный насос подает раствор по трубопроводу подачи в модуль.

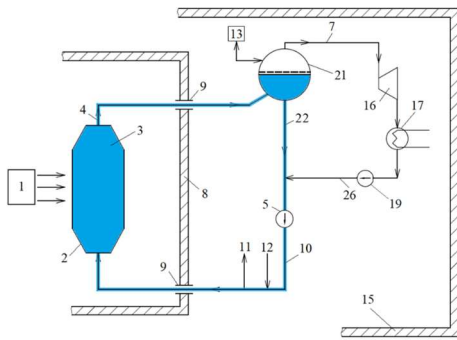


Рис. 4. Одноконтурная система охлаждения модуля с циркулирующим кипящим раствором

1.4. Двухконтурная система охлаждения модуля с кипящим раствором (рисунок 5). Первый контур циркуляции включает в себя модули blankets, раствор в которых кипит, образуя парожидкостную смесь, которая по трубопроводу отвода поступает в сепаратор. В сепараторе происходит разделение пара и раствора. Неиспарившийся раствор из сепаратора поступает в опускной трубопровод. Первичный пар из сепаратора, загрязненный токсичными и радиоактивными продуктами, поступает в конденсатор-парогенератор, где конденсируется и испаряет воду второго контура циркуляции, образуя «чистый» пар, который по трубопроводу подачи поступает в турбину. Отработанный «чистый» пар поступает в конденсатор турбины, где конденсируется. Циркуляционный насос второго контура по трубопроводу подачи второго контура подает конденсат в конденсатор-парогенератор. Конденсат первичного пара из конденсатора-парогенератора по отводящему трубопроводу поступает в опускной трубопровод, где соединяется с неиспарившимся раствором и поступает в модуль. Устройства, в которых пар одного раствора используется для испарения другого, широко используются в технике [13], и это поможет при создании конденсатора-парогенератора.

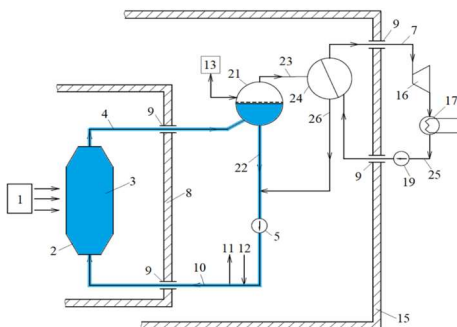


Рис. 5. Двухконтурная система охлаждения модуля с циркулирующим кипящим раствором

Вариант 2. Раствор охлаждается внешним теплоносителем.

Такая конструкция позволит значительно уменьшить количество раствора, выходящего за пределы криостата.

2.1. Двухконтурная система охлаждения модулей с внешним не кипящим теплоносителем (рисунок 6), подобная той, которая реализована в исследовательском ЯР «Аргус». Раствор не циркулирует и постоянно находится в модулях под давлением, обеспечивающим его поддержание в жидком состоянии без образования пара. Охлаждение раствора производится внешним теплоносителем (водой под давлением, причем она может быть легкой или тяжелой). Конструкция модуля близка к конструкции теплообменника. Рассматривается вариант, когда теплоноситель течет в трубках, заделанных в трубные доски, а раствор находится в межтрубном пространстве.

Система охлаждения модуля состоит из двух контуров циркуляции и практически совпадает с той, что показана на рисунке 2, но в первом контуре циркуляции течет вода, а не раствор.

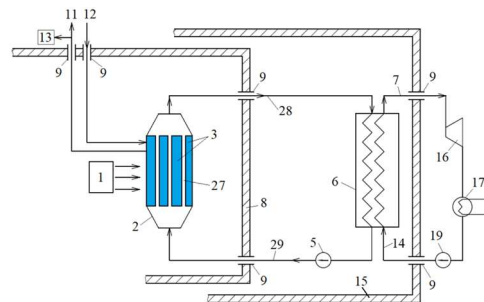


Рис. 6. Двухконтурная система охлаждения модуля с внешним не кипящим теплоносителем

2.2. Трехконтурная система охлаждения модуля с внешним не кипящим теплоносителем (рисунок 7). Система состоит из трех контуров циркуляции и практически совпадает с той, что показана на рисунке 3, но в первом контуре циркуляции течет вода, а не раствор.

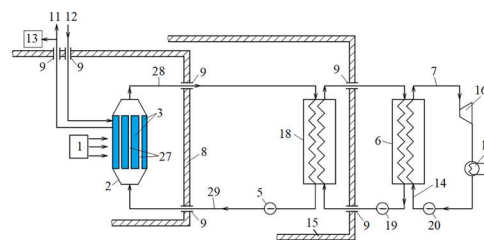


Рис. 7. Трехконтурная система охлаждения модуля с внешним не кипящим теплоносителем

2.3. Одноконтурная система охлаждения модуля с внешним кипящим теплоносителем (рисунок 8) практически совпадает с той, что показана на рисунке 4, но в контуре циркуляции кипит вода, а не раствор.

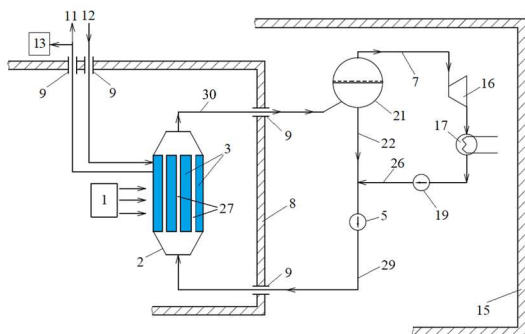


Рис. 8. Одноконтурная система охлаждения модуля с внешним кипящим теплоносителем

2.4. Двухконтурная система охлаждения модуля с внешним кипящим теплоносителем (рисунок 9) практически совпадает с той, что показана на рисунке 5, но в первом контуре циркуляции кипит вода, а не раствор.

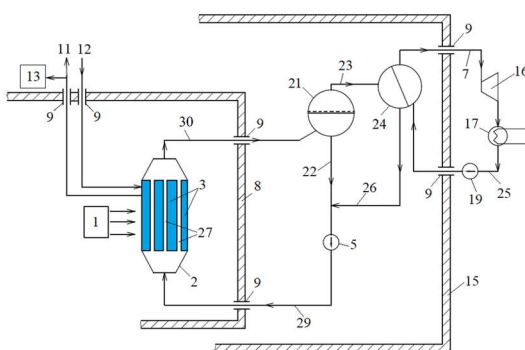


Рис. 9. Двухконтурная система охлаждения модуля с внешним кипящим теплоносителем

2.5. Двухконтурная система охлаждения модуля с тепловой трубой. (рисунок 10). Первый контур циркуляции включает в себя модули blankets, в которых находится испарительный участок тепловой трубы. Раствор в модуле не кипит, но в тепловой трубе образуется пар рабочего тела, который затем поступает в конденсационный участок трубы, находящийся за пределами криостата. Конденсационный участок трубы совместно с частью второго контура циркуляции образует конденсатор-парогенератор, в котором происходит испарение части воды второго контура. Затем пароводяная смесь поступает в сепаратор, где происходит разделение пара и неиспарившейся воды, которая из сепаратора поступает в опускной трубопровод. Первичный пар из сепаратора подается на турбину, а затем в конденсатор турбины. Насос второго контура подает конденсат в опускной трубопровод сепаратора, где он смешивается с неиспарившейся водой первого контура. По трубопроводу подачи воды второго контура вода поступает в конденсатор-парогенератор.

Конденсатор-парогенератор находится за пределами корпуса криостата, но под внутренней защитной оболочкой. Сепаратор, турбина и конденсатор находятся за пределами внутренней защитной оболочки.

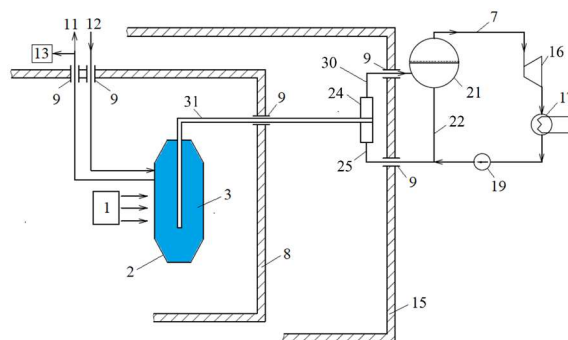


Рис. 10. Двухконтурная система охлаждения модуля с тепловой трубой

О возможности использования продуктов радиолиты воды

Опыт эксплуатации растворных ЯР показывает, что из раствора, подверженного нейтронному облучению, выделяется значительное количество продуктов радиолиты воды, т.е. гремучая смесь. Существуют две принципиально различные формы взаимодействия кислорода и водорода в гремучей смеси – горение и взрыв, но в любом случае это сопровождается выделением значительного количества энергии [14]. При взрыве или сгорании гремучей смеси, содержащей 1 кг водорода, выделяется энергия $Q = 1,2 \times 10^8$ Дж/кг. С учетом ожидаемой скорости образования водорода H_R (табл. 3) при его сгорании выделится тепловая мощность

$$W = Q \times H_R = 7,2 - 32,4 \text{ МВт.} \quad (6)$$

Тепловая мощность W может быть использована для выработки электроэнергии. Возможным так же представляется выделение во-

дорода из гремучей смеси и использование его для других целей.

Необходимо отметить, что оценка скорости образования водорода выполнена на основе скорости его образования в ЯР. Процесс радиолиза воды в бланкете ТИН нуждается в дополнительном исследовании.

Заключение

Наиболее перспективным для наработки U-233 представляется бланкет с жидким сырьевым материалом на основе водных растворов солей тория (торий-сульфата или нитрата тория). В качестве растворителя можно использовать не только обычную и тяжелую воду, но и другие жидкости (какие именно, необходимо определить). При этом необходимо учесть коррозионную активность ТСГ, а в случае использования нитрата тория в его составе желательнее использовать изотоп N-15, так как использование изотопа N-14 приводит к образованию изотопа C-14, который является радиоактивным с образованием β^- частицы и может оказывать мутагенное воздействие.

Технологии для извлечения из раствора U-233, а также побочных изотопов и продуктов деления уже существуют.

Окончательно вопрос о возможности применения жидких сырьевых материалов на основе растворов тория-сульфата $\text{Th}(\text{SO}_4)_2$ или нитрата тория $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ может быть решен только после тщательного изучения их свойств – ядерно-физических, коррозионных, теплофизических и др. Необходимы полные фазовые диаграммы систем торий-сульфат – вода и нитрат тория – вода, чтобы определить, при каких концентрациях и температурах можно использовать растворы, существует ли область провала смесимости, возможно ли выпадение осадков из раствора и др. Необходимо определение и исследование свойств жидкостей, которые могут служить основой для неводных растворов, а также исследование процессов радиолиза в растворах, облучаемых нейтронами термоядерного спектра.

Список источников

1. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Анашкин И.О. и др. Первые экспериментальные результаты на токамаке Т-15МД // Вопросы атомной науки и техники, серия «Термоядерный синтез». 2024. Т. 47. № 2. С. 3–14.

2. Велихов Е.П., Гольцев А.О., Давиденко В.В. и др. Приемлемость замыкания топливного цикла ядерной энергетики // Вопросы атомной науки и техники. серия «Термоядерный синтез». 2021. Т. 44. № 1. С. 5–12.
3. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Курнаев В.А. и др. Гибридный реактор синтеза-деления с ториевым бланкетом. О его потенциале в топливном цикле ядерных реакторов // Вопросы атомной науки и техники. серия Термоядерный синтез. 2014. Т. 37. № 2. С. 3–16.
4. Пашков А.Ю. Концепция бланкета с непрерывной перегрузкой твердого сырьевого материала // Вопросы атомной науки и техники. серия Термоядерный синтез. 2016. Т. 39. № 2. С. 96–108.
5. Мирсаидов У.М., Эшов Д.Н., Хамидов Ф.А. и др. Термодинамические характеристики процесса термического разложения $\text{Th}(\text{NO}_3)_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ // Журнал физической химии. Раздел: Химическая термодинамика и термохимия. 2024. Т. 98. № 3. С. 10–14. DOI: 10.31857/S0044453724030025
6. Леваков Б.Г., Лукин А.В., Магда Э.П. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ. Издательство РФЯЦ-ВНИИТФ: Снежинск, 2002.
7. Петунин Б.В. Теплоэнергетика ядерных установок. М.: Атомиздат, 1960.
8. Пономарев-Степной Н.Н. Уникальные разработки и экспериментальная база Курчатовского института. М.: Издат, 2008.
9. Афанасьев Н.М., Беневоленский А.М., Венцель О.В. и др. Реактор «Аргус» для лабораторий ядерно-физических методов анализа и контроля // Атомная энергия. 1986. Т. 61. № 1.
10. Баранаев Ю.Д., Долгов В.В., Ланцов М.Н. и др. Способ производства осколочного радионуклида молибдена-99. Патент RU 2106708, 10.03.1998.
11. Кабакчи С.А., Булгакова Г. П. Радиационная химия в ядерном топливном цикле. изд. ГХТУ им. Д.И. Менделеева.
12. Zhirkin A.V., Budaev V.P., Goltsev A.O et al. Conceptual Neutronics Study of a Hybrid Fusion Neutron Source FNS-C with Aqueous Blanket // Fusion Science and Technology. 2023.
13. Чернобыльский И.И. Машины и аппараты химических производств. М., Машиностроение, 1975.
14. Гельфанд Б.Е., Попов О.Е., Чайванов Б.Б. Водород – параметры горения и взрыва. М., Физматгиз, 2008.

References

1. Velikhov EP, Kovalchuk MV, Anashkin IO et al. First experimental results on T-15MD tokamak. *Problems of atomic science and technology. Series Thermonuclear fusion*. 2021;44(1):3–14.
2. Velikhov EP, Gol'tsev AO, Davidenko VD et al. The admissibility of the closed fuel cycle of nuclear power engineering. *Problems of atomic science and technology. Series Thermonuclear fusion*. 2024;47(2):5–12.
3. Shmelev AN, Kulikov GG, Kurnaev VA et al. Apse. Fusion hybrid with thorium blanket: on its innovative po-

- tential in fuel cycle of nuclear reactors. Problems of atomic science and technology. *Series Thermonuclear fusion*. 2014;37(2):5–16.
- Pashkov AYu. Concept of blanket with continuous replacement of solid fertile material. *Problems of atomic science and technology. Series Thermonuclear fusion*. 2016;39(2):96–108.
 - Mirsaidov UM, Eshov DN, Khamidov FA et al. Thermodynamic characteristics of the thermal decomposition process of $\text{Th}(\text{NO}_3)_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$. *Journal of Physical Chemistry, Section: Chemical Thermodynamics and Thermochemistry*. 2024;98(3):10–14. DOI: 10.31857/S0044453724030025
 - Levakov BG, Lukin AV, Magda EP et al. *Pulsed nuclear reactors of RFNC-VNIITF*. RFNC-VNIITF. Sneginsk; 2002.
 - Petunin BV. *Thermal power engineering of nuclear installations*. Moscow: Atomizdat; 1960.
 - Ponomarev-Stepnoy NN. Unique developments and experimental base of the Kurchatov Institute. Moscow: Izdat; 2008.
 - Afanasyev NM, Benevolenski AM, Venzel OV et al. Reactor “ARGUS” for laboratories nuclear physic methods of analysis and monitoring. *Atomic Energy*. 1986; 61(1).
 - Baranayev YD, Dolgov VV, Lanzov MN et al. *Method for producing fragmentation radionuclide molybdenum-99*. Patent RU 2106708 10.03.1998.
 - Kabakchy SA, Bulgakova GP. *Radiation chemistry in the nuclear fuel cycle*. Moscow: RShTU D.I. Mendeleev; 1997.
 - Zhirkin AV, Budaev VP, Goltsev AO et al. Conceptual Neutronics Study of a Hybrid Fusion Neutron Source FNS-C with Aqueous Blanket. *Fusion Science and Technology*. 2023.
 - Chernobylski II. *Machines and equipment for chemical production*. Moscow; Mashinostroenie. 1975.
 - Gelfand BE, Popov OE, Chayvanov BB. *Hydrogen: combustion and explosion parameters*. Moscow: Fizmatgiz; 2008.