

11. Browne E., Tuli J. Nuclear Data Sheets for A = 231. — Nucl. Data Sheets, 2013, v. 114, p. 751.
12. Singh B., Basunia M., Martin M. e. a. Nuclear Data Sheets for A = 218. — Nucl. Data Sheets, 2019, v. 160, p. 405.
13. Knight A., Eitheim E., Nelson A., Schultz M. A simple-rapid method to separate uranium, thorium, and protactinium for U-series age-dating of materials. — J. Environ. Radioact., 2014, v. 134, p. 66—74.
14. Singh B., Tuli J., Browne E. Nuclear Data Sheets for A = 233. — Nucl. Data Sheets, 2020, v. 170, p. 499.

Поступила в Редакцию 27.05.22

УДК 621.039.623

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ ЛИТИЙ-УРАНОВОГО И ЛИТИЙ-ТОРИЕВОГО БЛАНКЕТОВ ТЕРМОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

Гладуш Г.Г., Мирнов С.В. (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г.Москва),

Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. (АО «НИКИЭТ» г.Москва)

e-mail: lksv@nikiet.ru

Поток быстрых нейтронов $E > 14$ МэВ, формирующийся в плазме термоядерного реактора, позволяет эффективно использовать сырьевые изотопы ядерной энергетики (уран или торий), которые слабо делятся в традиционном тепловом реакторе. Бланкет с сырьевыми актиноидами, окружающий термоядерную плазму, является размножающей нейтроны подкритической системой, решающей несколько задач: наработка трития — топлива для термоядерной установки, производство делящихся в тепловом спектре актиноидов, выработка энергии, которую можно использовать для питания термоядерной установки.

Воспроизводство топлива термоядерного реактора — трития предполагается осуществлять за счет реакции захвата нейтронов на ядра лития, размещенного в бланкете. Один нейтрон, захваченный ядром лития, может привести к рождению лишь одного ядра трития, поэтому с учетом неизбежных потерь требуется существенно увеличить количество нейтронов в бланкете для достижения баланса между сгорающим тритием в плазме и производящимся тритием в бланкете, т. е. для реализации самообеспечения установки тритием. Нейтронный баланс позволяет улучшить размножение нейтронов в реакциях ($n, \alpha p$) и особенно в реакциях деления. Помимо производства трития, в гибридном бланкете, содержащем сырьевой изотоп, возможна наработка топлива для традиционной тепловой ядерной энергетики.

Преимуществом установки с гибридным бланкетом является ее работа в глубокоподкритическом режиме, т.е. она более безопасна в эксплуатации, чем ядерные реакторы, обладающие положительным запасом реактивности. Кроме того, в ней может быть осуществлено дожигание долгоживущих трансурановых актиноидов — отходов АЭС. Современному состоянию комплекса этих вопросов посвящены исследования [1—5]. Первые этапы исследований по тематике термоядерной установки с бланкетом на основе отвального урана и лития представлены в работах [6, 7].

Есть два типа сырьевых актиноидов: уран и торий. Несмотря на то что в настоящее время развита урановая цепочка, ториевый цикл также обладает возможностями для использования в ядерной энергетике. Исходным в урановом цикле является ^{238}U , в ториевом — ^{232}Th . Делящимся изотопом, рождающимся при захвате сырьевым изотопом нейтрона, в урановом цикле является ^{239}Pu , в ториевом — ^{233}U , который может быть применен в качестве топлива для тепловых реакторов.

Основные подходы к моделированию бланкета. Для выявления общих закономерностей и сравнения эффективности применения урана и тория была использована расчетная модель, в которой заданы сырьевой и литийсодержащий материалы, а также конструкционные материалы и теплоноситель. Плазма представляется в виде плоского источника высокоэнерге-

тичных нейтронов, облучающих неограниченную в двух поперечных измерениях систему. В этой системе повторяющейся ячейкой является модуль бланкета. Рабочая зона в модуле заполнена сырьевыми изотопами и материалом, содержащим литий. Предусмотрен теплоноситель, прокачиваемый через рабочую зону. За рабочей зоной расположена радиационная защита. Поскольку модули как составные ячейки бланкета плотно смыкаются боковыми границами, нейтроны, покидающие модуль через боковую границу или первую стенку, попадают в иной модуль аналогичной структуры, что в рамках расчетной модели эквивалентно возвращению в этот же модуль. В расчетном варианте такой подход моделируется заданием зеркального отражения на боковых границах модуля и плоскости плазмы.

В действительности бланкет не охватывает плазму плотно. Опыт показывает, что площадь стенки камеры, покрываемой бланкетом, может составлять ориентировочно 60% площади всей первой стенки. Это означает, в частности, что в реальной конструкции имеется утечка нейтронов через границы модуля. Кроме того, не все нейтроны, рожденные в плазме, попадают в бланкет, — многие направляются в те сегменты первой стенки, за которой нет модулей бланкета с сырьевым материалом, и поглощаются в конструкционных материалах и защите. В текущем приближении эти эффекты включаются в методику путем перенормировки наработки трития с учетом прогнозируемой потери нейтронов. В частности, коэффициент воспроизводства трития, рассчитанный по описанной модели, является локальным и поэтому корректируется путем умножения на коэффициент 0,6. Полученное таким образом значение оказывается оценкой коэффициента воспроизводства трития в целом по установке.

Оба сырьевых изотопа ^{238}U и ^{232}Th являются пороговыми, т.е. почти не делятся нейтронами энергией ниже уровня ~ 1 МэВ. Поток высокоэнергетических нейтронов обладает делящим потенциалом по отношению к ^{238}U и ^{232}Th , но материалы, используемые в бланкете, должны поддерживать быстрый спектр, иначе эффективность реакций деления и (n, xn) , благодаря которым размножаются нейтроны и улучшается

нейтронный баланс, заметно снизится. Поэтому в качестве теплоносителя в бланкете выбран свинец, почти не смягчающий нейтронный спектр.

Наибольшая производительность бланкета реализуется при использовании актиноидов в металлическом виде. В работе [6] это показано на примере отвального урана. В работе [2] также считается более эффективным использовать металлический ^{232}Th . Поэтому в настоящей работе рассматриваются металлические торий и отвальный уран. В отвальном уране наряду с ^{238}U содержится ^{235}U в количестве 0,3%. Сырьем для наработки трития является металлический литий, обогащенный ^6Li до 90%.

Задачи бланкета. Нейтронно-физические оценки, полученные в настоящей работе, делятся на относительные и абсолютные. Первые нормируются на один нейтрон, поступающий в бланкет из плазмы, вторые — на нейтронную нагрузку на первую стенку, которая задается равной прогнозируемой на установке ИТЭР $0,56 \text{ МВт/м}^2$.

Эффективность бланкета определяется в рамках поставленных задач: надежное воспроизводство трития с коэффициентом наработки не менее 1,15, производство делящегося топлива для тепловых реакторов, выработка электроэнергии в объеме, достаточном для стационарной эксплуатации термоядерной установки.

Варианты размещения ядерного материала и лития в модуле. Схематично модуль бланкета показан на рисунке. Актиниоды и литий находятся в рабочей зоне модуля. Исследованы разные способы распределения сырьевого ядерного материала и лития по объему рабочей зоны. При этом для корректности сравнения разных компоновок в сумме по модулю задавалось одно

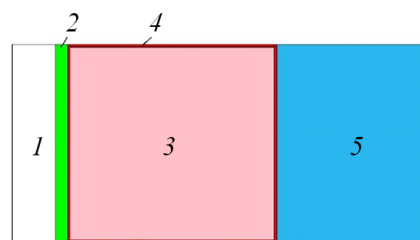


Схема модуля бланкета: 1 — плазма; 2 — первая стенка; 3 — рабочая зона для размещения актиноидов и литийсодержащего материала; 4 — корпус рабочей зоны; 5 — задняя стенка (защита)

и то же количество ядерного материала, лития, свинца и конструкционных материалов. Варианты отличались лишь их пространственным распределением по объему.

Предварительно были проведены расчеты нейтронно-физических характеристик в модели с детальным описанием твэлов, а также в аналогичной гомогенизированной модели, которые показали, что гомогенное приближение дает результаты, почти совпадающие с полученными по гетерогенной модели. Поэтому дальнейшие расчеты выполнялись с использованием гомогенного подхода.

Исследовали два разных подхода к размещению материалов в модуле. В первом подходе все материалы распределяются однородно по пространству рабочей зоны. В такой компоновке литий, находящийся среди сырьевого изотопа, облучается интенсивным нейтронным потоком, обусловленным дополнительно рождаемыми нейтронами в реакциях деления. Это приводит к относительно высокому коэффициенту наработки трития. Однако смещение нейтронного баланса в сторону реакции производства трития означает ухудшение условий для наработки ядерного топлива. Сечение реакции рождения трития на ядрах ${}^6\text{Li}$ примерно в 3—5 раз выше сечения захвата на ${}^{238}\text{U}$ или ${}^{232}\text{Th}$ в области от долей МэВ до нескольких МэВ, концентрация ядер ${}^6\text{Li}$ примерно равна концентрации ядер металлического урана при равных объемных долях. Поэтому макросечение ${}^6\text{Li}$ превышает макросечение захвата на ${}^{238}\text{U}$ примерно в 4 раза, что подавляет реакции захвата на ${}^{238}\text{U}$ и соответственно замедляет производство ядерного топлива. Реакции на ${}^{232}\text{Th}$ подавляются еще сильнее. В результате такая компоновка показывает слабую динамику по кампании, рост коэффициента наработки трития оказывается незначительным, энергетические параметры не достигаются.

Во втором подходе сырьевой ядерный материал находится в части модуля, ближней к плазме, в дальней части модуля размещается литий. Такой подход обусловлен тем, что реакции деления на сырьевых актиноидах эффективно протекают при высокой энергии нейтрона, реакции производства трития на ядрах лития, наоборот, в смягченном спектре. В двухзонной компоновке формируется высокая плотность

потока нейтронов в части с сырьевым ядерным материалом, что улучшает нейтронный баланс, увеличивает скорость наработки ядерного топлива и приводит к значительному росту показателей банка по кампании, в том числе и коэффициента наработки трития. Однако в этом случае в литиевой части банка нейтронный поток быстро ослабляется вследствие интенсивного поглощения, поэтому в среднем по литию скорость реакций наработки трития оказывается низкой, несмотря на благоприятные спектральные особенности такой схемы размещения.

Кампания банка предполагает наработку делящегося материала до тех пор, пока банк не выходит на предельный для подкритической системы эффективный коэффициент размножения или не достигает предельно допустимых показателей энергонапряженности. Однако расчеты показали, что во многих исследованных вариантах такого значительного роста показателей не происходит. В этом случае максимальная концентрация нарабатываемого делящегося изотопа достигается при выходе на равновесие между скоростью наработки делящегося изотопа и скоростью его деления. Абсолютные значения скорости наработки и соответственно динамика кампании прямо пропорциональны нейтронной нагрузке на первую стенку, но само равновесное состояние определяется только соотношением между сечением деления наработанного изотопа и сечением реакции, в которой он рождается.

Результаты расчетов. По некоторым показателям — динамике кампании, суммарной за кампанию наработке трития, времени достижения энергетических параметров явное преимущество оказывается на стороне двухзонного размещения материала в модуле. Однако если необходимо полноценное воспроизводство трития, включая начальную загрузку, то двухзонная компоновка не сможет удовлетворить данное требование и следует использовать однородную. Для начальной загрузки коэффициент наработки трития при двухзонном размещении материала оказывается ниже требуемого 1,15, хотя впоследствии по кампании он возрастает в несколько раз и достигает 3—4. В однородной компоновке коэффициент наработки трития уже для начальной загрузки находится на требуемом уровне ~1,15, хотя по кампании возрастает лишь

на 15—20%. Есть и промежуточные способы заполнения модуля — сырьевой ядерный материал и литий размещаются во всем объеме модуля с переменной плотностью, причем гомогенная плотность ядерного материала снижается по мере удаления от плазмы, лития — возрастает [8]. Такие компоновки также были исследованы и показали промежуточные между двумя крайними случаями значения.

Другой важный вывод расчетов заключается в том, что использование отвального урана по сравнению с торием позволяет достичь существенно более высокой эффективности blankets по всем критериям: числу делений, которые формируют нейтронный баланс и определяют энерговыработку, скорости наработки ядерного топлива, коэффициенту наработки трития. В однородной компоновке, главной задачей которой является воспроизводство трития в течение всей кампании (коэффициент наработки не менее 1,15), литий-ториевый blanket этой задачи не решает, поскольку коэффициент наработки не достигает 1. Литий-урановый blanket с однородной компоновкой обладает приемлемыми показателями. В двухзонной компоновке литий-урановый blanket позволит воспроизводить тритий в удовлетворительном количестве в среднем по кампании, литий-ториевый blanket этой задачи не решает. Энерговыделение в литий-урановом blanket по кампании сопоставимо с энергонапряженностью энергетических реакторов, мощность литий-ториевого blankets оказывается низкой. Делящегося материала ^{239}Pu в литий-урановом blanket нарабатывается примерно в 1,5 раза больше, чем в литий-ториевом blanket ^{233}U , и происходит это примерно в 2 раза быстрее.

Преимущество урана перед торием в данном контексте заключается в следующем. Для начальной загрузки более высокие показатели литий-уранового blankets по сравнению с литий-ториевым являются следствием более высокого сечения деления ^{238}U по сравнению с ^{232}Th . Именно реакция деления улучшает нейтронный баланс и обеспечивает высокие целевые показатели blankets. Реакции типа (n, xn) , которые являются главным размножающим механизмом в литий-ториевом blanket, не могут конкури-

ровать по эффективности размножения с реакциями деления.

На более поздних стадиях кампании, когда характеристики blankets определяются в основном накопленным делящимся изотопом, важным фактором становится более высокая примерно в 1,6 раза плотность металлического урана по сравнению с торием. Отношение сечения захвата на ядрах ^{238}U к сечению деления ^{239}Pu существенно отличается в спектре blankets от отношения сечения захвата на ^{232}Th к сечению деления ^{233}U , количество наработанного в равновесном состоянии изотопа ядерного топлива в отношении к одному ядру сырьевого изотопа примерно одинаково в литий-урановом и литий-ториевом blankets. Однако вследствие разности плотности сырьевых изотопов в литий-урановом blanket накапливается примерно в 1,5—2 раза больше ^{239}Pu , чем ^{233}U , что и влечет за собой более высокие показатели литий-уранового blankets, в том числе энерговыработку и наработку трития на поздних стадиях кампании.

Заключение. Наиболее перспективные показатели из рассмотренных вариантов показывает литий-урановый blanket с двухзонной компоновкой. Примерно после 12 лет работы число делений ^{239}Pu сравнивается и затем превышает число делений ^{238}U , за 35 лет работы $K_{\text{эф}}$ повышается с 0,3 до 0,92, и blanket выходит на максимальные показатели. При этом количество ^{239}Pu составляет почти 10% количества актиноидов в blanket. Недостатком данного варианта является относительно низкий коэффициент наработки трития при начальной загрузке, но этот недостаток может быть смягчен путем применения компоновки с переменной плотностью. Исследования позволяют сделать вывод о преимуществе использования урана перед торием в подобном blanket в рамках поставленных задач, а также получить информацию о преимуществах и недостатках разных способов компоновок модуля blankets.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Jasby D. Fusion reactors. — Bull. Atomic Sci., 2017, April 19.
2. Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Зинченко А.С. и др. Энергетические перспективы термоядерного синтеза. — Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 1, с. 37—40.

3. **Manheimer W.** Fusion breeding for mid-century, sustainable, carbonfree power. — *Heliyon*, 2020, v.6, №9, e04923.
4. **Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Минеев А.Б.** УТС с магнитным удержанием и разработка гибридного реактора синтез—деление на основе токамака. М.: Троянт, 2016. 320 с.
5. **Орлов В.В., Пономарев Л.И.** Ядерные проблемы термоядерной энергетики. — *Атомная энергия*, 2018, т. 124, вып. 2, с. 105—113.
6. **Мирнов С.В., Гладуш Г.Г., Гостев А.А. и др.** Концепция гибридного энергетического реактора синтез—деление на основе токамака с blanketом на отвалном уране. — *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез*, 2019, т. 42, вып. 2, с. 23—30.
7. **Гладуш Г.Г., Мирнов С.В., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б.** Нейтронно-физические расчеты повышения производительности литий-уранового blanketа реактора-токамака. — *Атомная энергия*, 2021, т. 130, вып. 6, с. 303—306.

Поступила в Редакцию 29.04.22

УДК 621.039.001.5

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕНОСА РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ И ОЦЕНКА ПОКАЗАТЕЛЕЙ РИСКА ДЛЯ ПЕРСОНАЛА АЭС-2006

Орловская В.И., Трифонов А.Г. (ОИЭЯИ—Сосны НАН Беларуси, г. Минск, Республика Беларусь)
e-mail: val@sosny.bas-net.by

Атомные электростанции представляют собой источник опасности и риска радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду в результате накопления при эксплуатации значительного количества радиоактивных продуктов и возможности их выхода за предусмотренные границы при авариях. Определение возможной радиационной опасности является одной из важных задач, которые необходимо решать на всех этапах жизненного цикла АЭС. Поэтому в соответствии с нормами безопасности МАГАТЭ риск для здоровья людей должен быть оценен в зависимости от планируемого, существующего и аварийного облучения.

Определение облучения в целях планирования или выбора мер защиты основано на:

разработке и оценке вероятности реализации сценариев, которые представляют цепь событий, приводящих к облучению;

прогнозе дозы и наносимого вреда;

сравнении результатов с критерием приемлемости этого вреда и оптимизации защиты [1].

Распространение радиоактивных веществ в атмосфере прогнозируется с использованием математических моделей атмосферной дисперсии, которые различаются учитываемыми факторами, влияющими на перенос, и способами учета их влияния. Ввиду сложности и нелинейно-

сти рассматриваемых процессов необходимо определять факторы, существенно влияющие на прогноз радиационной обстановки в рамках поставленной задачи, и тем самым оптимизировать моделирование с достижением требуемой точности и оперативности получения результата [2].

Цели настоящей статьи — расчетный анализ распределения концентрации аэрозольных компонентов выброса на промышленной площадке и оценка радиационного риска для персонала АЭС-2006 при аварийной ситуации.

Методика. Перенос примеси в атмосфере и ее осаждение на поверхность земли представляет собой сложную многогранную задачу. Распространение радиоактивного облака подвержено влиянию разных факторов, в числе которых метеорологические условия района, рельеф поверхности, а также наличие турбулизированного внешнего газового потока, который вносит существенные коррективы в перенос аэрозольных частиц. Для оценки осаждения радиоактивных веществ на территории промышленной площадки АЭС в аварийных ситуациях, моделирования потока и переноса дисперсной примеси были выбраны системы уравнений сохранения для отдельных фаз, которые решаются численно совместно с уравнениями, описывающими межфазный перенос и динамику межфазных по-