

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА, ОБОГАЩЕННОГО ПО ИЗОТОПУ АЗОТ-15, В ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Лизунов А.В., Семенов А.А., Аникин, А.С., Тарасов В.Р.
(АО «ВНИИНМ», Москва, Россия), Моисеев А.В., Жирнов А.П.,
Солдатов Е.О. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Замыкание топливного цикла ядерной энергетики (ЗЯТЦ) на базе реакторов на быстрых нейтронах является одной из приоритетных задач развития атомной науки и технологии. Одной из ключевых задач при реализации ЗЯТЦ представляется разработка нового типа ядерного топлива для реакторов на быстрых нейтронах. Активная зона реакторов на быстрых нейтронах требует высокой концентрации делящихся ядер, что может быть достигнуто при переходе от оксидного ядерного топлива к смешанному нитриднему уран-плутониевому (СНУП) топливу со стехиометрией мононитрида (U, Pu)N. Однако при использовании нитридного топлива с природным изотопным составом по азоту возникает ряд затруднений:

- Нарботка на ядрах изотопа ^{14}N высокотоксичных радиоактивных изотопов ^{14}C и трития приводит к долговременным экологическим рискам и усложнению инфраструктуры, обеспечивающей безопасную эксплуатацию реакторных установок.

- Нарботка водорода (протия) на ядрах изотопа ^{14}N приводит к дополнительному увеличению объемов тритий-содержащих отходов.

- Поглощение нейтронов ядрами ^{14}N приводит к повышенному расходу топлива.

- Выгорание азота в СНУП-топливе изменяет стехиометрию мононитрида урана-плутония и может привести к фазовой неустойчивости топлива.

Эти проблемы могут быть решены, если в СНУП-топливе вместо азота природного изотопного состава ($^{14}\text{N} > 99,6 \text{ \%ат.}$) использовать обогащенный изотоп ^{15}N [1]. Нейтронно-физические расчеты АО «НИКИЭТ» на примере активной зоны РУ БР-1200 показали возможность достижения выигрыша от применения ^{15}N в виде 27% снижения потребности в СНУП-топливе при сохранении той же мощности реактора. В реакторах со СНУП-топливом, модифицированным изотопом ^{15}N , наработка радиоуглерода ^{14}C может быть сокращена в сотни и тысячи раз, поэтому применение изотопа ^{15}N может качественно изменить в лучшую сторону отношение к СНУП-топливу в мировом сообществе, в частности, в МАГАТЭ, и способствовать развитию атомной энергетики на быстрых нейтронах, реализующей ЗЯТЦ.

Все существующие и реализованные до настоящего времени схемы разделения изотопов азота были ориентированы на малые количества производимого ^{15}N . Мировое годовое его производство никогда не превышало сотен килограммов ^{15}N различного обогащения, или 40–50 кг в пересчете на 100 % ^{15}N . Организация топливного цикла АЭС на СНУП-топливе, модифицированном по азоту-15, потребует на 1-2 порядка большей производительности. В работе оценены экономические и технологические эффекты от использования ^{15}N в ядерном топливном цикле в случае различных его изотопных концентраций в СНУП-топливе и сформированы граничные условия по себестоимости, цене и требуемой производительности по обогащенному ^{15}N , обеспечивающие целесообразность его использования в технологиях ЗЯТЦ. В соответствии с этим были сопоставлены известные и перспективные методы концентрирования изотопа ^{15}N , а также их комбинации.

Тяжелый изотоп азота как перспективный компонент СНУП-топлива обладает уникальным нейтронно-физическим свойством – он практически не поглощает

нейтроны во всем диапазоне их энергий. Легкий изотоп ^{14}N напротив, заметно поглощает как тепловые, так и быстрые нейтроны [2], вступая с ними в целый ряд ядерных реакций, наиболее важна из которых следующая:



Кроме того, часть нейтронов в СНУП-топливе поглощается за счет реакции (2):



Специалистами АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала было проведено расчетное моделирование активной зоны реактора БР-1200, содержащей 397 ТВС со СНУП-топливом для вариантов с азотом природного изотопного состава (99,634 % ^{14}N) и с азотом ^{15}N (99+ %) [1]. Для найденных вариантов стартовой загрузки реактора был проведен расчет работы реактора на начальном этапе эксплуатации РУ БР-1200 длительностью 600 эффективных суток, разбитый на две микрокампании по 300 эффективных суток с остановками на 33 суток. Для проведения нейтронно-физических расчетов реактора БР-1200 специалисты АО «НИКИЭТ» использовали аттестованный программный комплекс FАСТ-BR, предназначенный для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах. Тепловая мощность активной зоны РУ БР-1200 составляла 2930 МВт, электрическая – 1200 МВт. В качестве топлива использовали смесь нитридов обедненного урана и энергетического плутония, полученного из ОЯТ ВВЭР после 25-летней выдержки и очищенного перед изготовлением топлива от минорных актинидов.

Изотоп ^{15}N нейтроны не поглощает, поэтому при использовании СНУП-топлива на ^{15}N за счет этого экономится часть нейтронов, увеличивая коэффициент воспроизводства. Нейтронно-физические расчеты АО «НИКИЭТ» [1] на примере активной зоны РУ БР-1200 показали существенный выигрыш от применения ^{15}N в СНУП-топливе за счет значительного снижения потребности в плутонии и уране, как при стартовой загрузке, так и при топливной подпитке (до 27 % по массе топлива). При использовании СНУП-топлива на ^{15}N эффект реактивности составляет 2,0 % $\delta\text{K}/\text{K}$. Этот эффект может быть скомпенсирован за счет снижения массы стартовой загрузки топлива. За счет снижения паразитного поглощения при замене природного азота на ^{15}N существенно возрастает коэффициент воспроизводства, что может быть скомпенсировано снижением плотности топливного столба и увеличением содержания плутония в смеси изотопов урана и плутония. Общая масса топлива и плутония при использовании ^{15}N значительно уменьшается при сохранении тех же энергетических параметров и коэффициента воспроизводства. Кроме этого, в случае СНУП-топлива с ^{15}N отмечена более эффективная работа системы управления и защиты РУ БР-1200.

Преимущества от использования ^{15}N в СНУП-топливе за счет нейтронной физики реактора отмечены также в патентах АО «НИКИЭТ» [3] и [4] на способы эксплуатации ядерного реактора на быстрых нейтронах с нитридным топливом и жидкометаллическим теплоносителем. Авторами предложено использовать при первоначальной загрузке нитрид урана с азотом, обогащенным по ^{15}N до 80 %. Достижимый технический результат – уменьшение массы загружаемого топлива при старте, исключение корректировки критической массы топлива в переходный период без снижения мощности реактора.

Реакция (1) является основным источником образования углерода-14 в СНУП-топливе. В работе [5] указано, насколько высока наработка ^{14}C в реакторах со СНУП-топливом на азоте природного изотопного состава. Изотоп ^{14}C характеризуется высокой радиотоксичностью [6]. Обладая периодом полураспада 5730 лет, он способен встраиваться в пищевую цепь всех живых организмов, при этом надежных методов его иммобилизации не существует. При попадании этого изотопа в атмосферу Земли или в грунтовые воды он подвергается изотопному разбавлению и уже не может быть

локализован, поэтому экологический риск любой из предлагаемых схем переработки отработавшего нитридного топлива достаточно велик. Даже при связывании углерода-14 в практически нерастворимый карбонат бария надежной его локализации не достигается, так как при его контакте с водой равновесная концентрация углерода-14 в воде может в миллионы раз превысить уровень вмешательства по этому изотопу [7].

При эксплуатации РУ со СНУП-топливом помимо ядерной реакции (1) изотоп ^{14}N вступает также в реакцию с нейтронами (3), продуктом которой является тритий [2].



Реакция (3) является одним из основных источников наработки трития в активной зоне реакторов со СНУП-топливом. Нарботка трития за счет реакции (3) составляет порядка 25 % от всей наработки трития [1].

Приведенные данные означают, что помимо наработки радиотоксичного углерода-14, использование в СНУП-топливе азота природного изотопного состава приводит также к возрастанию наработки трития, утилизация которого также представляет важную экологическую проблему. Кроме этого, количество тритийсодержащих отходов, образующихся в РУ БРЕСТ-1200, на несколько порядков увеличивается за счет его разбавления протием, эквимолярно образующимся по реакции (1) вместе с углеродом-14. При этом отделение трития от протия для его концентрирования на практике представляет сложную и энергоемкую задачу из-за близости свойств изотопов водорода.

Образование в СНУП-топливе изотопов водорода трития и протия приводит к значительной диффузионной нагрузке на материалы оболочки твэлов, что может снизить их эксплуатационные характеристики за счет водородного охрупчивания и привести к снижению защитных свойств оксидной пленки на внешней поверхности твэлов, защищающей ее от коррозии в расплавленном свинце [8]. Ядерные реакции (1–3) на ядрах ^{14}N приводят к образованию газообразных продуктов, что повышает давление под оболочками твэлов, создавая дополнительную нагрузку на них.

Таким образом, замена азота природного изотопного состава в СНУП на ^{15}N помимо улучшения нейтронного баланса, экономии делящихся материалов и улучшения работы СУЗ также значительно улучшает экологические показатели эксплуатации реакторных установок как за счет отсутствия наработки углерода-14 по реакции (1), так и за счет значительного (на 25 %) сокращения наработки трития в СНУП-топливе за счет реакции (3). Сокращение наработки протия по реакции (1) позволит выделять тритий без изотопного разбавления в концентрированном виде, что тоже является важным положительным фактором. Кроме этого, более чем 1000-кратное сокращение образования водорода под оболочкой твэлов снижает диффузионную нагрузку на материал их оболочки и давление газов в твэле. В следствие этого достигается экономия от сокращения затрат на захоронение сложных в обращении РАО, содержащих тритий и углерод-14, и повышение запаса прочности материала оболочек твэла за счет снижения давления в них газов и количеств нарабатываемого водорода.

Азот как химический элемент имеет два стабильных изотопа ^{14}N и ^{15}N , природная концентрация которых в соответствии с данными IUPAC [9, 10] составляет по лучшим измерениям 99,6337 % ат. и 0,3664 % ат. соответственно. Изотоп ^{15}N находит традиционное применение в агрохимии, сельском хозяйстве, пищевой промышленности, экологических и гидрологических исследованиях, биологии, фармакологии, медицине, материаловедении и иных областях, в качестве нерадиоактивной изотопной метки в составе различных азотсодержащих соединений для научных и научно-практических целей.

Способы разделения изотопов по принятой в литературе классификации [11], основанной на типе элементарного эффекта разделения, подразделяют на следующие

группы: физические методы разделения, в которые входят молекулярно-кинетические (газовая диффузия, термодиффузия, газоцентрифужное разделение) и оптические методы (лазерное разделение – многофотонная диссоциация); а также физико-химические (ректификация, химический изотопный обмен) методы разделения.

Физические методы разделения, как показывает практика, при разделении изотопов азота и других легких элементов неэффективны и крайне энергозатратны [12]. Намного эффективнее для этой цели применять физико-химические методы разделения, такие как ректификация и химический изотопный обмен (ХИО) [13]. Физико-химические методы разделения изотопов характеризуются обратимостью элементарного акта разделения и двухфазностью рабочей системы. Все физико-химические методы разделения изотопов химических элементов на примере разделения изотопов азота осуществляются по схеме, представленной на рис. 1.

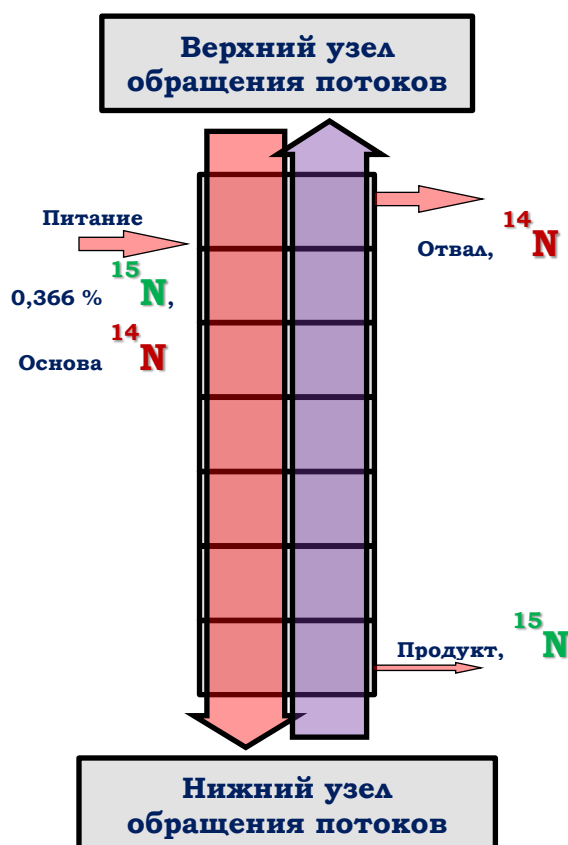
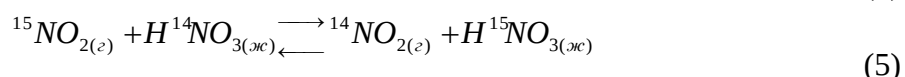
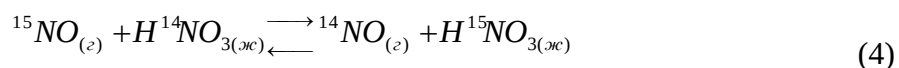


Рис. 1. Принципиальная схема разделения изотопов физико-химическими методами

В двухфазной системе при разделении изотопов физико-химическими методами процесс разделения происходит за счет его термодинамической обратимости без подвода энергии извне. Совершение внешней работы при этом необходимо лишь для перевода элемента, изотопы которого разделяются, из одной фазы двухфазной системы в другую («испарение/конденсация» при ректификации, «разложение/образование веществ» при ХИО), что, в свою очередь, необходимо для умножения однократного эффекта разделения. Процесс разделения в двухфазных системах осуществляется в противоточных аппаратах колонного типа, имеющих для увеличения поверхности контакта между взаимодействующими фазами контактные устройства, чаще всего высокоэффективную насадку с развитой поверхностью. В процессе разделения осуществляется обмен молекулами-изотопами между фазами. Результатом процесса является преимущественное концентрирование изотопов в одной из фаз,

а достигаемое обогащение по целевому компоненту-изотопомеру определяется количеством межфазных контактов [14].

Наиболее эффективным и отработанным на сегодня является азотнокислотный способ разделения изотопов азота или «Nitrox-процесс», основанный на реакциях химического изотопного обмена между газообразными оксидами азота и водным раствором азотной кислоты. Условно процесс ХИО может быть описан уравнениями двух реакций (4) и (5), в которых целевой изотоп ^{15}N концентрируется в жидкой фазе.



Значения эффективного коэффициента разделения Nitrox-процесса при температуре 300 К для 6 М раствора азотной кислоты составляет 1,063; для 11 М кислоты – 1,047. Наиболее подробно азотнокислотный процесс рассмотрен в работе [15].

Потоки двух фаз, контактирующие друг с другом на ступенях разделительной колонны, в верхней и нижней части колонны направляются в противоположную сторону. Коэффициенты разделения изотопов азота очень малы, поэтому колонны для их разделения должны иметь очень много ступеней (сотни и даже тысячи).

Процесс количественного перевода элемента из одной фазы двухфазной системы в другую носит устойчивое наименование «обращение потоков фаз». При ректификации осуществляется термическое обращение потоков: в нижнем узле обращения потоков за счет нагрева жидкость переходит в пар, а в верхнем узле пар за счет охлаждения конденсируется и в виде жидкости орошает колонну. В случае разделения изотопов методами ХИО часто приходится обращать потоки химически, с применением вспомогательных реагентов. К примеру, в химобменном Nitrox-процессе для перевода азотной кислоты в форму газообразных оксидов азота по реакции (6) требуется применение диоксида серы:



Объем рабочего вещества, циркулирующего в колонне, как правило, многократно (в сотни и тысячи раз) превышает объемы питания и отбираемых продуктов. В методах химического изотопного обмена, таких как Nitrox, это приводит к необходимости использовать огромные количества химических реагентов для обращения потоков. Например, для получения 1 тонны изотопа ^{15}N Nitrox-процесс потребуются около 50 000 тонн диоксида серы, которые расходуются при обращении потоков по реакции (4), при этом образуются эквивалентные количества отходов в виде разбавленной серной кислоты [15]. Этот фактор не так критичен в настоящее время, когда годовая наработка высокообогащенного азота-15 во всем мире не превышает десятков килограммов. Однако при переходе на тоннажное производство ^{15}N такие колоссальные расходы реагентов и объемы образующихся отходов в Nitrox-процессе могут стать непреодолимым препятствием для его реализации.

В работе [15] проведено сопоставление различных физико-химических методов разделения изотопов азота по своей экономической эффективности при различных масштабах производства (рис. 2).

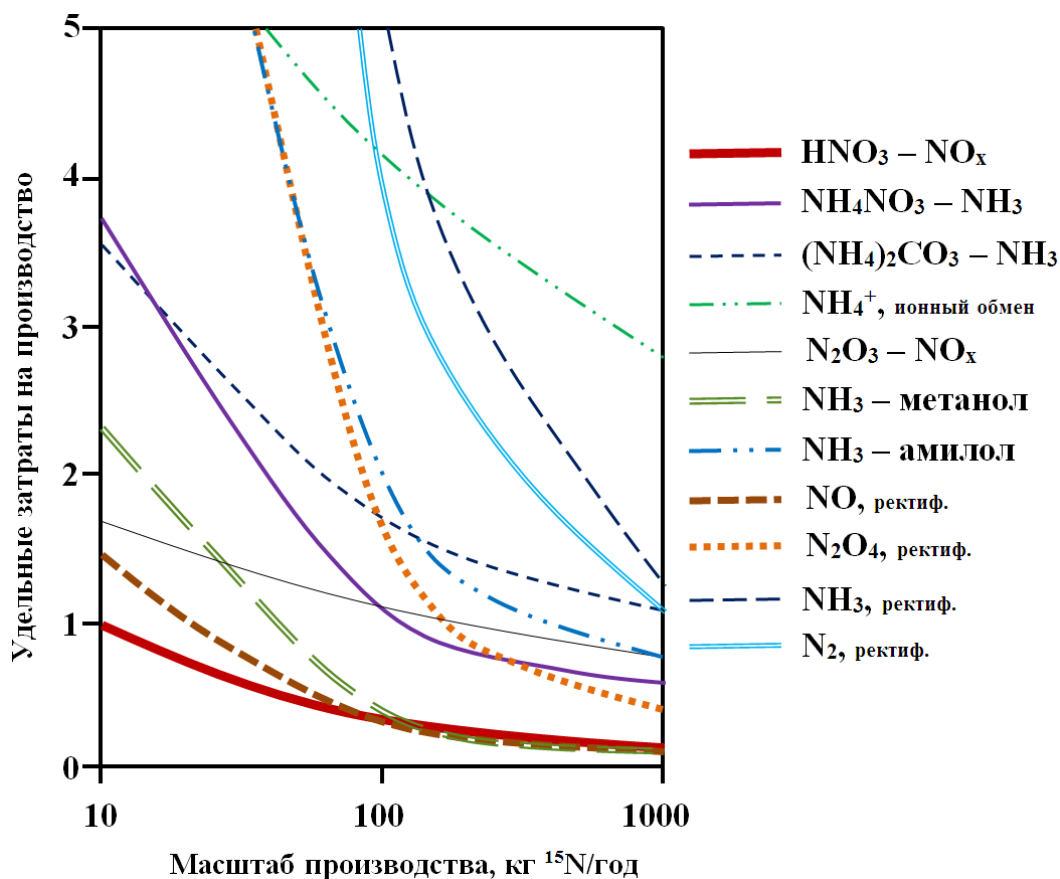


Рис. 2. Изменение удельных затрат при увеличении объемов производства ^{15}N , производимого различными физико-химическими методами разделения изотопов [15]

Рисунок 2 позволяет сопоставить различные методы разделения изотопов азота и позволяет оценить, насколько может быть снижена стоимость произведенного ^{15}N при переходе к большим объемам производства. Так, классический Nitrox-процесс (система $\text{HNO}_3 - \text{NO}_x$) наиболее экономичен при малых объемах производства, но переход к большим масштабам не делает его более экономичным, так как обычное химическое обращение потоков становится в этом случае очень затратным и труднореализуемым. Вместе с тем, при больших объемах производства ^{15}N (тонна в год и более) сопоставимыми по уровню затрат с Nitrox-процессом становятся методы ректификации N_2O_4 и даже N_2 , системы на основе аммиака, поскольку их эффективность сильно возрастает с увеличением масштабов производства. При этом расчеты, проведенные в [15], не предусматривали использование тепловых насосов, способных многократно повысить эффективность установок разделения изотопов азота с термическим обращением потоков. Так, в работе [16] авторы утверждают, что за счет использования тепловых насосов при разделении изотопов азота ректификацией N_2O_4 становится возможным понижение стоимости произведенного изотопа ^{15}N до 1 \$ за грамм.

Специалистами АО «ВНИИНМ» были определены величины лимитной себестоимости и лимитной цены ^{15}N исходя из предположения, что экономический эффект, получаемый от уменьшения стартовой топливной загрузки и снижения массы топливной подпитки, расходуется на получение обогащенного изотопа ^{15}N без учета его рециклов при производстве изотопно-модифицированного СЧУП-топлива. Исходя из экономии 14 % СЧУП-топлива за счет снижения поглощения нейтронов природным азотом, расчетная лимитная цена ^{15}N составила (5,5 – 7,3) USD \$/г. Принимая норму прибыли, равной 10 %, получили диапазон лимитной себестоимости процесса получения

высокообогащенного ^{15}N , которая составила (5,0 – 6,6) USD \$/г ^{15}N , или (325 360 – 430 000) руб./кг.

После этого в АО «ВНИИНМ» была проведена оценка стоимости получения высокообогащенного изотопа ^{15}N (99,0 %) с расчетной производительностью 650 кг и 1500 кг изотопа ^{15}N в год с 99,0 % обогащением различными методами. При расчетах принимали, что обогащение по ^{15}N происходит в двухступенчатом каскаде: первая ступень с 0,366 % ат. до 35,5 % ат., вторая ступень – с 35,5 до 99,0 % ат. при этом ^{14}N в отвальном потоке исчерпывается до концентрации, равной 99,9 % ат. В качестве вариантов разделительных методов, использованных для расчетов, были выбраны следующие:

Вариант 1 – азотнокислотный процесс, «Nitrox» (химический изотопный обмен в системе $\text{NO}_x - \text{HNO}_3$) с классическим обращением потоков и различными вариантами утилизации отвальной серной кислоты: вариант 1.1 – концентрирование до товарного продукта (92,5 % H_2SO_4), вариант 1.2 – утилизация [15].

Вариант 2 – азотнокислотный процесс в варианте с термokatалитическим безреагентным обращением потоков [17].

Вариант 3 – ректификация оксида азота (IV) с использованием теплового насоса (вариант 3.1), массообменного оборудования нового типа без теплового насоса (вариант 3.2), с комбинацией этих условий (вариант 3.3) [16].

Вариант 4 – криогенная ректификация молекулярного азота (N_2) [18].

Вариант 5 – аммиачно-комплексный способ разделения изотопов азота в системе NH_3 – комплексное соединение NH_3 с органическим лигандом [19-20] (для начального концентрирования, т.к. не обеспечивает достижения концентрации выше 40 – 45 % ат. ^{15}N , см. [20]).

Проведенная оценка показала, что использование вариантов 2, 3, 4 и 5 в различных комбинациях позволяет достичь себестоимости продукта от двух до пяти USD \$/ за грамм высокообогащенного ^{15}N . Эта величина ниже приведенной выше лимитной себестоимости процесса его получения. Полученная величина является оценочной и может быть скорректирована при изменении технологии производства СНУП-топлива, а также при уточнении численных значений расходных коэффициентов по молекулярному азоту на стадии получения из него СНУП-топлива.

Газоцентрибежный метод на каскаде центрифуг, оптимизированных под диапазон легких и средних масс с трифторидом азота NF_3 в качестве рабочего вещества, также может быть использован для наработки высокообогащенного ^{15}N . Но этот метод разделения характеризуется в десятки раз большими капитальными и эксплуатационными затратами, чем методы ректификации и ХИО, и не укладывается в диапазон лимитной себестоимости ^{15}N для его применения как компонента СНУП-топлива.

Наиболее просто использование изотопа ^{15}N вписывается в схему получения СНУП-топлива прямым азотированием, которое осуществляется взаимодействием элементарного азота с порошкообразным металлом, имеющим развитую поверхность. Экспериментально показано, что расходный коэффициент по азоту в этой схеме может достигать значений, близких к стехиометрическим [21–23], что позволило бы экономить дорогостоящий изотоп ^{15}N . Однако в текущей концепции работ по проекту «Прорыв» в качестве основного способа производства СНУП-топлива для реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 принят синтез смешанных нитридов $\text{U}(\text{Pu})$ карботермическим методом. Карботермический синтез осуществляется при температуре $(1650 \pm 50)^\circ\text{C}$ сначала в атмосфере азота, затем в атмосфере азота и водорода. Исходный материал – смесь диоксидов урана и плутония в соотношении 85–15 % шихтуют с газовой сажой. Топливо предполагается изготавливать с использованием как ранее наработанного плутония, так

и плутония, полученного в процессе эксплуатации РУ. Для предотвращения образования смешанного карбонитрида U(Pu) в процессе синтеза используют элементарный водород, создающий восстановительную атмосферу, при этом углерод, введенный в состав стартового материала и перешедший в форму смешанного карбонитрида, количественно восстанавливается до метана CH_4 . Сведения об уровне значений расходных коэффициентов по азоту в этой схеме отсутствуют и должны быть определены экспериментально. Организация рецикла газообразного молекулярного азота с целью снижения его расходного коэффициента должна включать стадии отделения N_2 от прочих компонентов газовой смеси: водорода, продуктов окисления (CO , CO_2) и восстановления (CH_4) углерода [24].

Не менее важным является вопрос улавливания и кондиционирования изотопномодифицированного азота при переработке СНУП-топлива. При этом необходимо не только достичь максимально возможного улавливания дорогостоящего ^{15}N , но также избежать его изотопного разбавления азотом природного состава, который может поступать как из атмосферы, так и из азотсодержащих реагентов, используемых при переработке топлива АЭС.

Возможность регенерации и повторного вовлечения в технологический процесс обогащенного ^{15}N из потоков от переработки ОЯТ и оборотов при карботермическом получении СНУП-топлива может дать дополнительный экономический эффект за счет экономии дорогостоящего продукта.

Заключение

1. Показано, что применение ^{15}N в СНУП-топливе позволяет при сохранении тех же энергетических параметров и коэффициента воспроизводства снизить до 27 % потребности в плутонии и уране, как при стартовой загрузке, так и при топливной подпитке. При этом наработка углерода-14 и трития в СНУП-топливе в процессе эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах существенно сокращается. В связи с этим использование ^{15}N в СНУП-топливе является важным направлением развития данной области науки и техники.

2. Применительно к реакторной установке БР-1200 определена лимитная цена и себестоимость изотопа ^{15}N с обогащением 99,0 ат. % для сценарных условий замены азота природного изотопного состава в СНУП-топливе высокообогащенным ^{15}N .

3. Предварительными оценками показано, что для наработки необходимых количеств изотопа ^{15}N по лимитной себестоимости для реактора типа БР-1200 со СНУП-топливом могут быть использованы такие способы концентрирования изотопов азота, как азотнокислотный «Nitrox-процесс» в сочетании с ректификацией молекулярного азота либо оксида азота (IV), а также аммиачно-комплексный способ разделения изотопов азота в системе « NH_3 – комплексное соединение NH_3 с органическим комплексообразователем» для стадии начального концентрирования ^{15}N .

4. Экономическая эффективность от использования ^{15}N в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах будет зависеть от расходных коэффициентов по азоту при карботермическом способе получения СНУП-топлива и от возможности регенерации ^{15}N при переработке ОЯТ топлива, содержащего высокообогащенный ^{15}N . В связи с этим требуется проведения ряда экспериментов в обоснование этих процессов.

Список литературы

1. Лизунов А.В., Семенов А.А., Аникин А.С., Моисеев А.В., Жирнов А.П., Солдатов Е.О. Некоторые оценки использования смешанного нитридного уран-плутониевого

- топлива, обогащенного ^{15}N , в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. // Атомная Энергия. Вып. 1, том 132, 2022 г., с. 3–9.
2. Семенов А.А., Лизунов А.В., Аникин А.С. Энергетические спектры сечения захвата нейтронов азотом различного изотопного состава. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. 2021. Выпуск 5 (111), с. 80–81.
 3. Орлов В.В., Лемехов В.В., Смирнов В.С., Уманский А.А. Способ эксплуатации ядерного реактора на быстрых нейтронах с нитридным топливом и жидкометаллическим теплоносителем. Патент РФ № 2510085 от 20.04.2014 г.
 4. Орлов В.В., Лемехов В.В., Смирнов В.С., Уманский А.А. Способ эксплуатации ядерного реактора на быстрых нейтронах с нитридным топливом и жидкометаллическим теплоносителем. Патент РФ № 2501100 от 10.12.2013 г.
 5. Семенов А.А., Лизунов А.В., Скупов М.В., Аникин А.С., Лесина И.Г., Иванов Б.В., Арсеенков Л.В. Перспективы применения изотопа N-15 в технологии высокоплотного смешанного уран-плутониевого топлива реакторов на быстрых нейтронах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. 2012 г., Выпуск 2 (73), С. 148–159.
 6. Журавлев В.Ф. Токсикология радиоактивных веществ. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 336 с.
 7. СанПиН 2.6.1.2523-09 (НРБ-99/2009) Санитарные правила и нормативы. Нормы радиационной безопасности.
 8. Устинов О.А., Кашеев В.А., Шадрин А.Ю., Тучкова А.И., Семенов А.А., Лесина И.Г., Аникин А.С. Тритий в нитридном топливе быстрых реакторов. // Атомная энергия. 2018. Т. 125, № 4. С. 217–221.
 9. Кулаков В.М. Таблица изотопов // В кн.: Физические величины: Справочник /Бабичев А.П., Бабушкина НА., Братковский А.М. и др.; под ред. Григорьева И.С., Мейлихова Е.З., М.: Энергоатомиздат. –1991. – 1232 с.
 10. Berglund M., Wieser M.E. Isotopic compositions of the elements 2009 (IUPAC Technical Report) // Pure Appl. Chem. – 2011. – V. 83. – № 2. – P. 397–410.
 11. Изотопы: свойства, получение, применение. Под ред. В.Ю. Баранова. М.: ИздАТ. – 2000. – 704 с.
 12. Семенов А.А., Лизунов А.В., Аникин А.С. Расчет работы разделения изотопов при производстве азота-15 для атомной энергетики. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. 2022. Выпуск 1 (112), с. 68–83.
 13. Андреев Б.М., Зельвенский Я.Д., Кательников С.Г. // Разделение стабильных изотопов физико-химическими методами. – М. Атомиздат, 1982.– С. 208.
 14. Лизунов А.В., Тананаев И.Г. // Получение изотопов: уч. пособие – М., ИД МЭИ, 2015. 254 с.
 15. Хорошилов А.В. Оптимальные условия концентрирования ^{15}N азотнокислотным способом разделения изотопов азота при химическом равновесии фаз // Дисс. канд. хим. наук, М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2007. – 240 с.
 16. А.В. Лизунов, А.А. Солодов. Метод получения изотопа азота ^{15}N . // Препринт ИБРАЭ РАН. № IBRAE-2015-04. – М. ИБРАЭ РАН, 2015 – 35 с.
 17. Патент на изобретение RO131314, 2016-08-30. Axente Damian Alexandru, Balla Ancuța Carmen, Marcu Mariana Cristina, Gergely Ștefan. Method and plant for producing the isotope by isotopic exchange in $\text{NO}_x\text{-HNO}_3$ system. Номер заявки: RO20150000114, дата подачи 17.02.2015, МПК B01D 59/32.
 18. Семенов А.А., Скупов М.В., Лизунов А.В., Букин А.Н., Аникин А.С., Лесина И.Г., Иванов Б.В. // Способ концентрирования изотопов азота. Патент РФ № 2583808, 2016.

19. Кузнецов А.И., Панченков Г.М., Макаров А.В. Разделение изотопов азота методом химического обмена с использованием комплексообразования // Журнал физической химии. – 1966. – т. 40. – № 9. – С. 2133–2136.
20. Зо Ёе Наинг / Разделение изотопов методом химобмена с термическим обращением потоков // Дисс канд. техн. наук. – М., РХТУ им. Д.И. Менделеева – 2014 – 240 С.
21. Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Каштанов А.И., Меньшикова Т.С. Высокотемпературное ядерное топливо. // Изд. 2-е – М.: Атомиздат, 1978, 432 С.
22. С.В. Алексеев, В.А. Зайцев / Нитридное топливо для ядерной энергетики – М., Техносфера, 2019, 240 С.
23. С. Ekberg, D. R. Costa, M. Hedberg, M. Jolkkonen / Nitride fuel for Gen IV nuclear power systems // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry –2018 –V.318, P. 1713–1725.
24. Шадрин А.Ю., Иванов В.Б., Скупов М.В., Троянов В.М., Жеребцов А.А. Сравнение некоторых вариантов технологий замкнутого ядерного топливного цикла. // Атомная энергия. 2016. Т.121. № 2. С. 90–97.