

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bauer G., McDonald A. Nuclear Technologies in a Sustainable Energy System. Berlin: Springer-Verlag, 1983.
2. Нормы радиационной безопасности НРБ-76 и Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/80. 2-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоиздат, 1981. 96 с.
3. Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.А. и др. Ядерные реакторы повышенной безопасности (анализ концептуальных разработок). М.: Энергоатомиздат, 1993. 384 с.
4. Усынина С.Г., Чирков В.А. Использование активной зоны энергетического РБН для сжигания трансурановых нуклидов. — В кн.: Расчетно-экспериментальное обеспечение исследований по безопасной ядерной энергетике и ее топливному циклу. Тезисы докл. 8-го семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 5—9.09.93, т. 2. М., МИФИ, 1993, с. 147—149.

Поступила в Редакцию 4.05.95

УДК 621.039.8.002:621.039.554

ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ МОЩНЫХ ИСТОЧНИКОВ (АНТИ)НЕЙТРИНО В ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ

*Звонарев А.В., Хомяков Ю.С., Евдокимов В.П., Кочетков А.Л., Цибуля А.М.,
Черный В.А. (ГНЦ РФ — ФЭИ), Гаврин В.Н., Абдурашитов Д.Н.,
Веретенкин Е.П., Корноухов В.Н. (ГНЦ РФ — ИЯИ РАН)*

Быстрые реакторы долгое время не рассматривались как перспективные наработки радионуклидов. В то же время, по мнению авторов, они обладают хорошими возможностями для получения искусственных радиоактивных изотопов вследствие возможности совмещения производства различных видов продукции (электроэнергия+изотопы), больших объемов для размещения мишеней, в частности, наличия больших боковых зон воспроизводства, высокой плотности нейтронного потока.

В работе [1] сформулированы общие подходы к получению находящихся широкое применение ^{60}Co и ^{14}C в экранах быстрых реакторов. Для повышения эффективности получения этих изотопов было предложено изменить спектр нейтронов в месте облучения мишени с помощью замедлителя — гидрида циркония, для чего либо разработать специальное облучательное устройство, либо создать вместо части боковой зоны воспроизводства подзону типа тепловой колонны. В предельном случае возможна ориентация всей боковой зоны воспроизводства на наработку радионуклидов. Расчетные показатели наработки при этом оказались неплохими: удельная активность ^{60}Co 100 Ки/г и выше, за год в БН-600 (Белоярская АЭС) можно получать несколько МКи данного изотопа и до 1—2 кКи ^{14}C . Расчетные данные получили подтверждение в эксперименте по получению ^{60}Co в БН-350 (г. Актау, Казахстан) [2].

Тем не менее возможности, связанные с наличием высокого потока нейтронов в быстрых реакторах, не исследованы в достаточной степени и не используются в полной мере. Для источников (анти)нейтрино, рассматриваемых в настоящей работе, характерны высокие требования как к общей активности источника, так и к удельной активности основного радионуклида. Поэтому хотелось бы отметить, что авторы рассматривают настоящую работу не только как поиск путей решения актуальной задачи получения конкретных источников для целей нейтринной физики и астрофизики, но и как следующий шаг в наработке изотопов в быстрых реакторах, в развитии идей, высказанных в работах [1, 2], как попытку понять и оценить предельные возможности быстрых реакторов для получения изотопов высокой удельной активности.

В этой связи следует обратить внимание и на другой характерный для быстрых реакторов способ получения радиоактивных изотопов высокой удельной активности — использование пороговых реакций с вылетом заряженных частиц, таких, как (n, α) и

(n, p). Недостаток, связанный с малым сечением этих реакций, может быть компенсирован увеличением массы облучаемой мишени. Поскольку в таких реакциях образуются нуклиды соседних элементов, после облучения целевой нуклид может быть отделен от основной массы мишени с помощью химических методов, т.е. получен без носителя. Это резко повышает удельную активность источника до значения, близкого к предельному для чистого моноизотопа.

Источники (анти)нейтрино: задачи и требования. Можно выделить несколько научных проблем, требующих создания искусственных источников (анти)нейтрино. Наиболее актуальна проблема солнечных нейтрино. В первом и долгое время единственном эксперименте с хлор-аргоновым радиохимическим детектором измеренный поток солнечных нейтрино оказался примерно в 3 раза меньше теоретического [3].

В настоящее время в России (объединение SAGE) и Италии (объединение GALLEX) проводятся эксперименты с галий-германиевыми радиохимическими детекторами [4, 5]. Они дают информацию о нейтрино от основной $p-p$ -реакции и должны стать решающими в объяснении солнечных нейтрино. Для проверки всех аспектов детектирования солнечных нейтрино признано необходимым провести тест с мощным искусственным источником нейтрино, так называемый калибровочный эксперимент. К-захватный изотоп ^{51}Cr является наиболее подходящим для этой цели [6].

Рассматриваются проекты и других детекторов солнечных нейтрино, в частности, иод-ксеноновый радиохимический детектор [3]. Основная проблема иодного эксперимента состоит в том, что сечение поглощения нейтрино нельзя вычислить достаточно точно. Оно может быть получено в калибровочном эксперименте. Однако источник ^{51}Cr не дает нейтрино нужной энергии. Иодный детектор может быть калиброван с помощью источника ^{37}Ag , предложенного в работе [7]. Этим же источником можно откалибровать и галий-германиевый детектор.

Среди других задач, которые можно решить с помощью источников нейтрино и антинейтрино, отметим изучение различия нейтрино и антинейтрино, исследование магнитного момента (анти)нейтрино, проведение экспериментов по изучению нейтринных осцилляций, измерение сечения взаимодействия анти(нейтрино) низкой энергии с ядрами. В качестве перспективных источников антинейтрино для указанных задач рассматриваются β -активные ^{32}P , ^{170}Tm , ^{90}Sr , ^{90}Y и др.

Поскольку (анти)нейтрино чрезвычайно редко взаимодействуют с мишенью детектора и в ходе калибровочного эксперимента детекторы находятся под непрерывным фоном солнечных нейтрино, активность искусственных источников должна быть очень высокой. При характерной активности 1 МКи должна быть обеспечена возможность работы с источником в условиях подземных лабораторий. Поэтому источник должен иметь защиту, снижающую до допустимого уровня мощность дозы. В то же время для повышения статистики измерений необходимо, чтобы источник имел минимальные размеры. Для условий измерений на российском галий-германиевом детекторе объем источника не должен значительно превышать 1 л, т.е. необходимо, чтобы он имел высокую удельную активность, и желательно, чтобы в материале источника отсутствовали радионуклиды с высокоэнергетичным γ -излучением.

В настоящей работе рассмотрены возможности создания наиболее перспективных источников нейтрино — ^{51}Cr , ^{37}Ag и источника антинейтрино ^{170}Tm .

Источник нейтрино ^{51}Cr . Он может быть получен по реакции захвата на ^{50}Cr . Проработки различных аспектов калибровочного эксперимента на российском галий-германиевом детекторе привели к заключению о целесообразности использования для создания источника активностью 1 МКи до 800 г 90%-ного ^{50}Cr (его содержание в природной смеси 4,3%). Таким образом, удельная активность должна составлять не менее 1250 Ки/г.

Поскольку сечение реакции захвата нейтронов ^{50}Cr в характерной для быстрых реакторов области невелико, достичь такой удельной активности можно принятием специальных мер, например, изменением спектра нейтронов с помощью замедлителя. Исходя из опыта создания специальных облучательных устройств для наработки ^{60}Co в БН-350 и -600, была рассмотрена обобщенная модель, представленная на рис. 1.

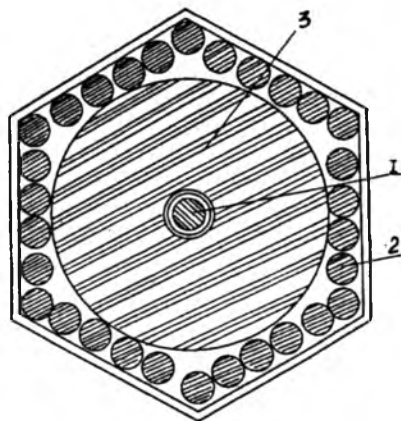
Облучательное устройство представляет собой сборку с внешними размерами ТВС реактора. Облучаемый материал размещен в центре и окружен гидридом циркония. Эффективная толщина замедлителя в расчетах варьировалась. Введение замедлителя, однако, изменяет спектр нейтронов не только в облучательном устройстве, но и за его пределами. В результате этого в ТВС резко возрастает скорость реакции деления на ^{235}U и соответственно энерговыделение. Поэтому на периферии облучательного устройства расположены поглощающие (экранирующие) элементы для предотвращения утечки тепловых нейтронов.

Следует отметить, что полной экранировки замедленных нейтронов из облучательного устройства добиться не удастся, что, однако, и не требуется. Например, в ТВС, расположенных на границе активной зоны, энерговыделение меньше, чем в ТВС, расположенных ближе к центру реактора. Это связано с радиальной неравномерностью потока нейтронов. Поэтому если облучательное устройство предполагается устанавливать в ячейку на границе активной зоны, то в ТВС, прилегающих к нему, можно допустить повышение энерговыделения до соответствующего значения в максимально напряженной ТВС. Если рассматривать БН-350, то он работает на пониженной относительно номинальной мощности (0,75 или 0,52 $N_{\text{ном}}$). Для него можно допустить рост энерговыделения в ТВС до значения, соответствующего номинальной мощности.

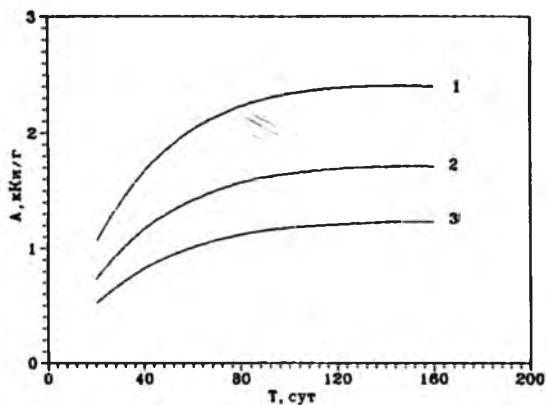
Следует отметить еще один момент, который необходимо учитывать при разработке облучательного устройства. Введение поглощающих элементов может приводить к его заметной отрицательной реактивности. При отсутствии в реакторе дополнительного положительного запаса реактивности влияние облучательного устройства необходимо компенсировать. Это может быть сделано либо уменьшением длительности микрокампании, либо догрузкой в реактор дополнительных ТВС. Поскольку главной задачей энергетического реактора остается производство основной продукции (электроэнергии, опресненной воды и др.), отклонения от стандартного режима эксплуатации сопряжены со значительными финансовыми потерями и поэтому должны тщательно оптимизироваться.

Не вдаваясь в детали, приведем результаты оценок активности ^{51}Cr применительно к БН-350, полученные в многогрупповых расчетах нейтронно-физических характеристик облучательного устройства.

Расчеты показали, что активность ^{51}Cr растет с увеличением толщины замедлителя. Это является следствием роста доли тепловых нейтронов в спектре облучательного устройства. В предельном варианте доля тепловых нейтронов в интегральном потоке нейтронов достигает примерно 40—50%. Для него на рис. 2 приведена временная зависимость накопления ^{51}Cr при облучении устройства на границе активной зоны и боковой зоны воспроизводства (3), в зоне большого обогащения (2) и центре (1). Расчеты выполнены для мощности реактора 520 МВт.



Р и с. 1. Схема облучательного устройства для получения ^{51}Cr : 1 — облучаемый материал; 2 — гидрид циркония; 3 — поглотитель



Р и с. 2. Зависимость удельной активности ^{51}Cr от времени облучения

Удельная активность ^{51}Cr >1250 Ки/г может быть достигнута при облучении в специальном устройстве в БН-350. Оно отличается от уже разработанных и испытанных для наработки ^{60}Co в БН-350 и -600, в первую очередь, предельным использованием облучательного устройства для размещения замедлителя — гидрида циркония. Это позволяет достигать в его центре большой плотности потока тепловых нейтронов. Эффекты блокировки таковы, что цилиндрическая мишень диаметром около 7 мм

из металлического ^{50}Cr представляется

оптимальной. При этом для получения источника нужной активности требуется облучить по крайней мере два устройства.

На пониженной мощности (520 МВт) устройство необходимо облучать в активной зоне реактора. Это приводит к существенному его влиянию на характеристики реактора и особенно на реактивность. Для компенсации потери реактивности необходима догрузка дополнительных 5—10 ТВС на одно устройство. При этом доля поглотителя в нем минимальна и обеспечивает повышение энерговыделения в штатных ТВС до значения, не превышающего допустимого уровня при номинальной (1000 МВт) мощности реактора.

Активность ^{51}Cr становится близкой к насыщению примерно через 90—100 сут. Можно допустить и более длительное облучение, так как активность ^{51}Cr при этом не только не уменьшается, то и слабо растет. Необходимость в таком длительном облучении может быть связана с тем, что на мощности 520 МВт длительность микрокампании составляет около 160 сут.

^{51}Cr является единственным относительно долгоживущим радионуклидом, образующимся в заметном количестве в нейтронных реакциях на изотопах хрома. Его распад только в 9,83% случаев сопровождается вылетом γ -квантов энергией 320 кэВ. Как показали расчеты, для защиты персонала подземной лаборатории от излучения достаточно окружить часть источника, где находится ^{51}Cr , слоем из вольфрама толщиной 2—4 см. Лучшим материалом защиты мог бы быть обедненный уран. Однако есть опасение, что нейтроны спонтанного деления могут создать нежелательный фон в детекторе нейтрино. При такой защите мощность дозы может определяться высокоэнергетическим излучением изотопов, образовавшихся на примесях. Для сохранения компактности источника необходимо наложить ограничение на содержание примесей. Расчет активации в спектре облучательного устройства позволил оценить предельное содержание в исходном материале наиболее радиационно опасных элементов, % по массе: Na 10^{-3} , Sc 10^{-5} , Fe 10^{-1} , Co $3 \cdot 10^{-5}$, Zn 10^{-2} , Ga $1,6 \cdot 10^{-3}$, Sb $5,5 \cdot 10^{-5}$, La 10^{-4} , Ta $5 \cdot 10^{-5}$, W $2 \cdot 10^{-3}$.

Источник антинейтрино ^{170}Tm . Он может быть получен по реакции радиационного захвата на единственном природном изотопе тулия — ^{169}Tm . Как обычно, эта реакция идет преимущественно на нейтронах околотепловой энергии и в резонансной области. Резонансный интеграл более чем в 10 раз больше теплового сечения. Кроме того, и целевой нуклид обладает большим сечением реакции захвата, что может приводить к его сильному выгоранию.

Для получения ^{170}Tm в быстрых реакторах также необходимо применять облучательное устройство с замедлителем. На рис. 3 представлены результаты накопления

^{170}Tm в облучательном устройстве для получения ^{51}Cr с максимальной долей замедлителя и мишенью диаметром 7 мм. Ввиду большого сечения реакции для данного случая существенную роль играют эффекты блокировки. Поэтому была рассмотрена модель облучательного устройства со значительно более тонкой мишенью тулия в виде кольца толщиной 0,3 мм.

Предметом специального исследования был вопрос об оптимальном количестве замедлителя в облучательном устройстве. Несмотря на большой резонансный интеграл, максимум удельной активности достигается в спектре с максимальной долей тепловых нейтронов. Дело в том, что плотность потока нейтронов в области низлежащих резонансов тулия коррелирует с плотностью потока тепловых нейтронов (в рассматриваемом диапазоне спектров).

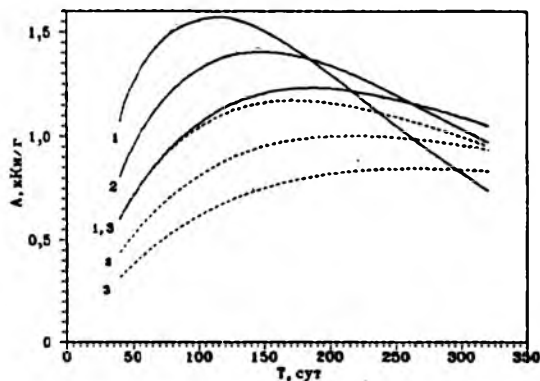
Максимум удельной активности достигается уже за время облучения, соответствующее времени одной микрокампании БН-350 и незначительно отличающееся от периода полураспада ^{170}Tm (129 сут). Это является следствием выгорания ^{170}Tm . Его максимальная удельная активность составляет 900—1200 Ки/г для 7-мм мишени и 1300—1500 Ки/г — для тонкой мишени. Таким образом, для получения 1 МКи ^{170}Tm необходимо облучить в БН-350 около 1 кг тулия.

Оптимальная геометрия мишени и самого облучательного устройства в целом, по-видимому, будет отличаться от геометрии подобного устройства для получения ^{51}Cr . При этом следует учесть следующие факторы. Разблокировка тулия позволяет получить выигрыш в удельной активности до 50%. Причем разблокировка более существенна при облучении в меньшем потоке нейтронов. Зависимость удельной активности от места облучения в реакторе слабее, чем в случае ^{51}Cr . Это еще одно следствие выгорания ^{170}Tm . В то же время влияние облучательного устройства на реакторные характеристики примерно такое же, как и для ^{51}Cr , и существенно зависит от места облучения. Все это дает больше возможностей для оптимизации облучательного устройства.

В отличие от ^{51}Cr в процессе облучения образуется несколько радиоактивных изотопов тулия ($^{168,171,172}\text{Tm}$), излучение которых вносит основной вклад в мощность дозы в первые несколько недель после облучения. В дальнейшем мощность дозы будет определяться тормозным излучением ^{170}Tm . Поэтому требования к примесям тулия гораздо менее жесткие, чем для хрома. Как показывают расчеты, защита источника тулия может быть выполнена из вольфрама толщиной в несколько сантиметров.

Источник нейтрино ^{37}Ag . Он может быть получен в результате захвата нейтронов ^{36}Ag . Однако получить источник активностью 1 МКи таким способом сложно вследствие малого содержания ^{36}Ag в природной смеси, сильного выгорания ^{37}Ag в тепловом спектре нейтронов, большого объема облучаемой мишени и большого объема источника.

^{37}Ag может быть получен и в результате пороговой реакции (n, α) на ^{40}Ca (содержание в природной смеси 97%). Очевидным преимуществом данного способа является высокая удельная активность источника после выделения ^{37}Ag из мишени. По-



Р и с. 3. Зависимость удельной активности ^{170}Tm от времени облучения в центре активной зоны (1), зоне большого обогащения (2), боковой зоне воспроизводства (3); —, — — — средняя хорда мишени 0,3 и 7 мм соответственно

сколько мишень в этом случае должна облучаться быстрыми нейтронами, а сечение выгорания ^{37}Ag в этой области мало, то и проблема выгорания отпадает.

Наиболее подходящим материалом мишени может быть металлический кальций или его оксид. Объемное содержание кальция в оксиде при теоретической плотности примерно в 1,5 раза выше, чем в металлическом кальции. Однако технология изготовления элементов из оксида кальция максимальной плотности сложнее из-за его высокой гигроскопичности.

Рассмотрим возможности наработки ^{37}Ag в мощном энергетическом реакторе БН-600. Для понимания нейтронно-физических особенностей его получения была проведена серия расчетов с заменой ТВС реактора, размещенных в зоне малого и большого обогащения и в первом ряду боковой зоны воспроизводства, на сборки, почти полностью заполненные кальцием и оксидом кальция. Результаты расчетов, приведенные в табл. 1, 2, дают основание для следующих выводов.

Т а б л и ц а 1. Масса мишени и число сборок, необходимое для получения источника активностью 1 МКи ^{37}Ag

Зона	Мишень	Удельная активность, Ки/г Са	Масса мишени, кг	Число облучательных сборок
Обогащения:				
малого	Кальций	5,6	179	20
большого	>>	4,8	208	24
Бокового воспроизводства	>>	2,3	435	49
Обогащения:				
малого	Оксид кальция	5,4	259	14
большого	>>	4,3	330	18
Бокового воспроизводства	>>	2,3	610	33

Т а б л и ц а 2. Состав аргона, наработанного в мишени (выдержка после облучения 10 сут)

Изотоп	$T_{1/2}$	Содержание, % по массе	Активность, Ки
^{36}Ar	Стабильный	0,24	—
^{37}Ar	35 сут	99,51	10^6
^{38}Ar	Стабильный	0,026	—
^{39}Ar	269 лет	0,195	0,85
^{40}Ar	Стабильный	0,026	—
^{41}Ar	1,83 ч	$2,78 \cdot 10^{-6}$	—
^{42}Ar	33 года	$5 \cdot 10^{-6}$	$1,78 \cdot 10^{-4}$

Удельная активность ^{37}Ag на 1 г кальция для разных мишеней близка. В оксидной мишени происходит некоторое «смягчение» спектра нейтронов и тем самым уменьшается среднее сечение образования ^{37}Ag , зато в мишени из металлического кальция меньше интегральный поток нейтронов.

Основные трудности связаны с достаточно большой массой мишени и малой ее плотностью. С одной стороны, загрузка от 14 до 50 облучательных сборок влияет на характеристики реактора в целом. В случае оксида кальция требуется меньшее их число, кроме того, наблюдается лучшее влияние не нейтронное поле. Потеря реактивности от установки сборок с оксидом кальция в активную зону составляет 1% против ~ 2% для мишени с кальцием. При установке сборок с оксидом кальция в боковую зону воспроизводства потеря реактивности мала, при установке сборок с каль-

нием может достигать 1%. С другой, переработка большого числа сборок требует больших затрат времени. Для компенсации распада ^{37}Ar (период полураспада 35 сут), в свою очередь, требуется загрузка лишних облучательныхборок. Оценки, приведенные в табл. 1, 2, соответствуют времени переработки мишени 10 сут. По-видимому, мишень из оксида кальция предпочтительнее, а для облучения все же лучше использовать ячейки активной зоны.

Как видно из табл. 2, аргон, наработанный из кальция, почти полностью состоит из ^{37}Ar . Масса аргона активностью 1 МКи при этом будет всего около 10 г или 6 л при нормальных условиях. Активность сопутствующих радиоактивных изотопов невелика. Распад ^{42}Ar , сопровождающийся распадом ^{42}K с высокоэнергетическим излучением, не вносит заметного вклада в мощность дозы, которая будет определяться тормозным излучением ^{37}Ar . Защита из нескольких около 4 сантиметров вольфрама оказывается достаточной для того, чтобы обеспечить манипуляции с источником в лаборатории в соответствии с санитарными правилами. Таким образом, источник может быть сделан достаточно компактным.

Заключение. Проведенная работа позволила убедиться в возможности и реальности получения различных уникальных источников (анти)нейтрино в быстрых реакторах. Использование высокого потока нейтронов в активной зоне быстрых реакторов позволяет приближаться к удельной активности, характерной только для специализированных высокотоочных реакторов. Быстрые реакторы, конечно, не могут конкурировать, например, с таким реактором, как СМ-2, особенно при получении изотопов в относительно небольших количествах. Хотя при облучении достаточно больших мишеней (как для рассмотренной задачи) и в СМ-2 могут возникнуть проблемы, связанные, например, с перегрузкой ловушки. Если попытаться все же определить место быстрых реакторов в ряду реакторов для наработки изотопов, то они в целом, по мнению авторов, эквивалентны тепловым реакторам с плотностью потока от нескольких единиц 10^{14} до $10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$. На недостаток в облучательной базе такого класса указано в свое время в работе [8].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Zvonarev A.V., Koloskov B.V., Kochetkov L.A. et al. The use of fast reactors for radioactive isotope production. — Trans. ANS, 1990, v. 62, p. 150—151.
2. Звонарев А.В., Коробейников В.В., Матвеев И.П. и др. Получение ^{60}Co в БН-350. — Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 6, с. 454—457.
3. Bahcal J. Neutrino Astrophysics. US, Cambridge Univ. Press, 1988.
4. Gavrin V. et al. The gallium solar neutrino experiment. — Nucl. Phys. B(Proc. Suppl.), 1990, v. 16, p. 483—484.
5. Anselman P. et al. — Phys. Let. B, 1992, v. 285, p. 390.
6. Raghavan R. — Rep. BNL № 50879, 1978, v. 2, p. 270.
7. Haxton W. ^{37}Ar as a calibration source for solar neutrino detectors. — Phys. Rev. C, 1988, v. 38, № 5, p. 2474—2476.
8. Киселев Г.В. Технология получения радиоактивных нуклидов в ядерных реакторах. М.: Энергоатомиздат, 1990.

Поступила в Редакцию 20.11.95

УДК 621.039.564.5.004.68

ЭТАПЫ ФИЗИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПЕРВОЙ АТОМНОЙ ПОДВОДНОЙ ЛОДКИ «ЛЕНИНСКИЙ КОМСОМОЛ»

Цыпин С.Г. (НТЦ ЯРБ), Жирнов А.Д. (НИКИЭТ)

В работах [1—3] значительное место уделено воспоминаниям о создании реакторов для транспортных установок, в частности, первой в СССР атомной подводной лодки «Ленинский комсомол» и почти нет сведений о разработке малогабаритной и малой