

О ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РАДИОГЕННОГО СВИНЦА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Г.Г. Куликов*, А.Н. Шмелев, В.А. Апсэ**, В.В. Артисюк*****

** Международный научно-технический центр, г. Москва*

*** Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва*

**** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*



Использование радиогенного свинца из урановых и ториевых месторождений может улучшить безопасность реактора, повысить воспроизводство топлива и расширить область применения атомной энергии. Обсуждаются нейтронно-физические особенности свойств радиогенного свинца.

Ключевые слова: быстрые реакторы, температурный коэффициент реактивности, нераспространение.

Key words: fast reactors, temperature reactivity coefficient, proliferation resistance.

ВВЕДЕНИЕ

Использование в быстрых реакторах в качестве теплоносителя жидкометаллических сплавов на основе свинца определяет одно из направлений исследований в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» [1]. Одно из преимуществ свинца – низкое сечение поглощения нейтронов, которое во многом определяется содержанием в нем дважды магического ядра ^{208}Pb . В ряде работ были исследованы возможности использования в реакторах моноизотопного свинца ^{208}Pb [2–4]. В настоящей работе рассматривается возможность использования радиогенного свинца (т.е. свинца, извлеченного из урановых, уран-ториевых и ториевых месторождений), в изотопном векторе которого содержание ^{208}Pb может превышать 80%.

Как известно, в быстром реакторе с уран-плутониевым топливом и натриевым теплоносителем спектральная составляющая коэффициента реактивности по температуре теплоносителя (ТКРТ) неблагоприятна, поскольку она значительна и положительна по знаку (т.е. с повышением температуры теплоносителя реактивность повышается) [5]. Эта неблагоприятная составляющая коэффициента реактивности компенсируется отрицательной составляющей, связанной с утечкой нейтронов. Кроме того, как у всякого реактора на уран-плутониевом топливе имеет место проблема защиты плутония от неконтролируемого распространения [6]. В работе рассматриваются некоторые пути решения этих проблем путем использования (^{238}U -Pu-Th- ^{233}U)-топлива, а также свинцового теплоносителя в виде радиогенного свинца.

УЛУЧШЕНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА ПРИ ЗАМЕНЕ (^{238}U -Pu)-ТОПЛИВА НА (Th - ^{233}U)-ТОПЛИВО

Анализ спектральной составляющей ТКРТ был выполнен для модели быстрого реактора БРЕСТ-300 [7], охлаждаемого природным свинцом. Расчеты элементарной ячейки реактора проводились с использованием программного комплекса SCALE-4.3 [8] и 44-групповой библиотеки констант, подготовленной на основе файла оцененных ядерных данных ENDF/B-V. Поскольку в модели элементарной ячейки не исследуется утечка нейтронов, то такая модель позволяет определить только интересующую нас спектральную составляющую ТКРТ. Расчеты проведены для уран-плутониевого, уран-ториевого и уран-плутоний-ториевого нитридного топлива. Величина ТКРТ определялась по следующей формуле:

$$\text{ТКРТ} = \frac{K_{\infty}(580^{\circ}\text{C}) - K_{\infty}(480^{\circ}\text{C})}{100^{\circ}\text{C} \cdot K_{\infty}(480^{\circ}\text{C})}.$$

На рисунке 1 показана зависимость ТКРТ от доли ^{232}Th в воспроизводящей компоненте топливной смеси (т.е. в смеси ^{238}U с ^{232}Th) для делящихся нуклидов ^{239}Pu и ^{233}U . Видно, что, во-первых, замена воспроизводящего нуклида ^{238}U на ^{232}Th приводит к снижению неблагоприятной спектральной составляющей ТКРТ для ^{239}Pu (на ~11%) и ^{233}U (на ~17%); во-вторых, замена делящегося нуклида ^{239}Pu на ^{233}U существенно снижает неблагоприятную спектральную составляющую ТКРТ для ^{238}U (на ~31%) и ^{232}Th (на ~36%). В целом, переход с (^{238}U -Pu)-топлива на (Th - ^{233}U)-топливо уменьшает неблагоприятную спектральную составляющую ТКРТ примерно на 43%. Причины такого эффекта лежат в особенностях нейтронно-физических свойств этих видов топлива.

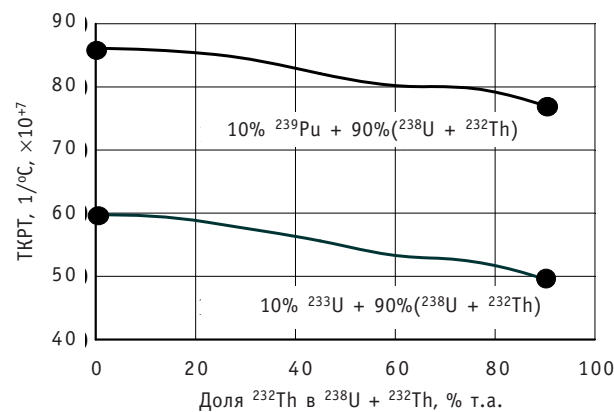


Рис. 1. Зависимости спектральной компоненты ТКРТ от доли ^{232}Th в воспроизводящей компоненте топливной смеси для эквивалентной ячейки быстрого реактора БРЕСТ-300 со свинцовым теплоносителем (природный свинец)

На рисунке 2 показаны размножающие свойства (число делений на одно поглощение) ^{238}U , ^{239}Pu , ^{232}Th и ^{233}U в зависимости от энергии нейтронов [5], а также спектр нейтронов в модели свинцового быстрого реактора БРЕСТ-300 [7]. Увеличение температуры свинца снижает его плотность, что приводит к уменьшению поглощения и замедления нейтронов и тем самым сдвигает спектр нейтронов в область высоких энергий. При этом размножающие свойства ^{239}Pu улучшаются в значительно большей степени, чем ^{233}U , а порог реакции деления ^{238}U нейтронами находится при более низких энергиях, чем для ^{232}Th . Отметим, что доля нейтронов в области порогов реакции деления ^{238}U и ^{232}Th (~1 МэВ) невелика. Именно по-

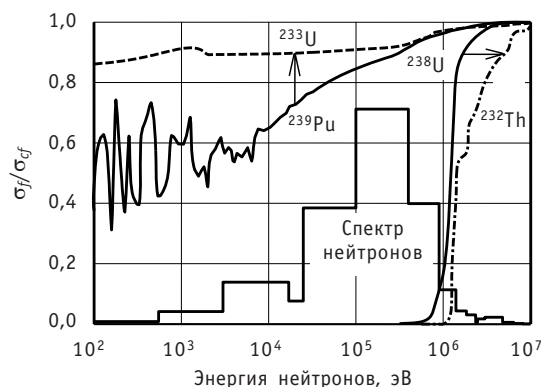


Рис. 2. Размножающие свойства ^{238}U , ^{239}Pu , ^{232}Th , ^{233}U и спектр нейтронов в модели эквивалентной ячейки быстрого реактора БРЕСТ-300

этому замена воспроизводящих нуклидов в топливе изменяет спектральную составляющую ТКРТ существенно меньше, чем замена делящихся нуклидов [5]. Таким образом, (Th- ^{233}U)-топливо обладает более благоприятной спектральной составляющей ТКРТ, чем (^{238}U -Pu)-топливо. Благоприятный запас ТКРТ может быть использован для того, чтобы, например, вернуть быстрым реакторам их первоначальную роль наработчиков ядерного топлива путем восстановления вокруг активной зоны бланкетов с воспроизводящим материалом.

РАДИОГЕННЫЙ СВИНЕЦ: НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И ПРЕИМУЩЕСТВА

Радиогенный свинец – это свинец, образующийся в результате радиоактивного распада тория и урана. В результате нескольких альфа- и бета-распадов ^{232}Th превращается в стабильный изотоп ^{208}Pb , ^{238}U – в стабильный изотоп ^{206}Pb , а ^{235}U – в стабильный изотоп ^{207}Pb . Таким образом, урановые руды содержат радиогенный свинец, состоящий, главным образом, из ^{206}Pb , а ториевые (и уран-ториевые) руды – радиогенный свинец, состоящий из ^{208}Pb (табл. 1). Следует отметить, что

Таблица 1

Месторождения урановых, ториевых и уран-ториевых руд, состав минералов и изотопный состав радиогенного свинца

Руда	U / Th / Pb, вес. % в минерале	^{204}Pb / ^{206}Pb / ^{207}Pb / ^{208}Pb , ат. %
Black Sands Beach, Guarapari, Espirito Santo state, Бразилия, монацит [12]	1.26 / 59.3 / 1.51	0.005 / 6.030 / 0.455 / 93.51
Buena, Rio de Janeiro state, Бразилия, монацит [12]	1.72 / 45.1 / 1.24	0.030 / 11.10 / 1.09 / 87.783
Manitoba, Канада, монацит [13]	0.28 / 15.63 / 1.52	0.0097 / 10.20 / 1.86 / 87.93
Mt. Isa Mine, Австралия, монацит [13]	0.0 / 5.73 / 0.285	0.038 / 5.44 / 0.972 / 93.55
Singar Mine, Индия, уранит [14]	64.3 / 8.12 / 8.92	0.0 / 89.38 / 6.44 / 4.183
Gaya district, Индия, монацит [15]	0.49 / 10.55 / 0.23	—
Las Vegas, New Mexico, США, монацит [13]	0.122 / 9.39 / 0.37	0.025 / 9.068 / 1.127 / 89.78
River South Byug, Украина, монацит [16]	0.18 / 8.72 / 0.91	0.01 / 6.04 / 0.94 / 93.0
«Обычный» свинец	—	1.4 / 24.1 / 22.1 / 52.4

изредка в рудах на изотопный состав радиогенного свинца влияет присутствие природного свинца ($52.4\%^{208}\text{Pb}$, $24.1\%^{206}\text{Pb}$, $22.1\%^{207}\text{Pb}$, $1.4\%^{204}\text{Pb}$).

Радиогенный свинец, содержащий преимущественно изотоп ^{208}Pb , характеризуется уникальными свойствами, что обуславливается ядерно-физическими свойствами этого изотопа. Ядро ^{208}Pb является дважды магическим с замкнутыми протонными и нейтронными оболочками. Поэтому уровни возбуждения ядра изотопа ^{208}Pb (рис. 3) расположены при довольно высоких энергиях (2.61–3.96 МэВ), в то время как уровни возбуждения ядер остальных изотопов свинца находятся при более низких энергиях (0.57–2.38 МэВ). Этот изотоп характеризуется чрезвычайно малым сечением захвата нейтронов.

Такие необычные ядерные свойства изотопа ^{208}Pb проявляются в условиях цепной реакции деления в активной зоне ядерного реактора следующим образом. Во-первых, поскольку энергетический порог неупругого рассеяния нейтронов изотопом ^{208}Pb (~2.61 МэВ) существенно выше, чем у природного свинца (~0.8 МэВ), то и смягчение спектра нейтронов в его жесткой части на изотопе ^{208}Pb заметно меньше. Во-вторых, сечение поглощения нейтронов изотопом ^{208}Pb (~0.5 мб в тепловой точке) на два с лишним порядка меньше, чем у природного свинца (~175 мб), и существенно меньше, чем даже у графита (~3.5 мб), в достаточно широком диапазоне энергий (от тепловой области до нескольких десятков килоэлектронвольт). На рисунке 4 показаны энергетические зависимости микросечений поглощения нейтронов природным свинцом, его изотопами и графитом [9].

Видно также, что если радиогенный свинец содержит, в основном, изотоп ^{208}Pb , то он характеризуется примерно таким же сечением поглощения нейтронов в диапазоне энергий 0.01эВ–10кэВ, как и слабо поглощающий нейтроны графит, при этом доля изотопа ^{206}Pb должна быть не более 10%, а суммарная доля изотопов ^{204}Pb и ^{207}Pb – не более 1%. Такой радиогенный свинец может содержаться в ториевых и уран-ториевых рудах (табл. 1).

Таким образом, с одной стороны, изотоп ^{208}Pb , будучи тяжелым нуклидом, является слабым замедлителем нейтронов как при упругом рассеянии во всей области реакторных энергий из-за его большого атомного веса, так и при неупругом рассеянии быстрых нейтронов из-за высоко расположенных первых уровней возбуждения ядра (рис. 3). С другой стороны, изотоп ^{208}Pb характеризуется чрезвычайно малым сечением поглощения нейтронов в широком диапазоне энергий. Слабые замедляющие и поглощающие свойства ^{208}Pb делают его «малозаметным» с точки зрения поглощения нейтронов, а также малой потери энергии при замед-

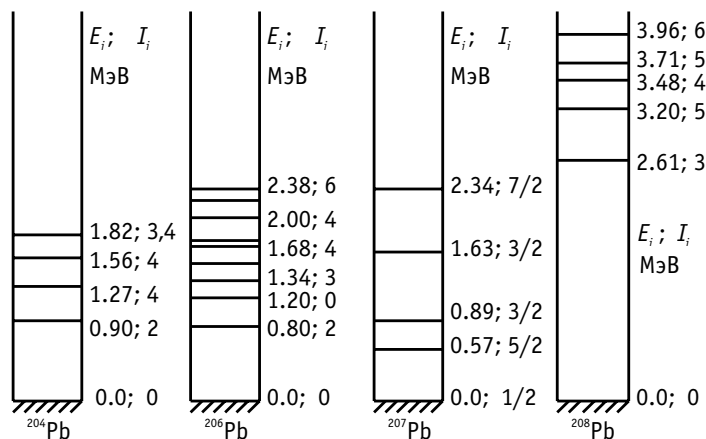


Рис. 3. Уровни возбуждения и спины состояний ядер изотопов свинца

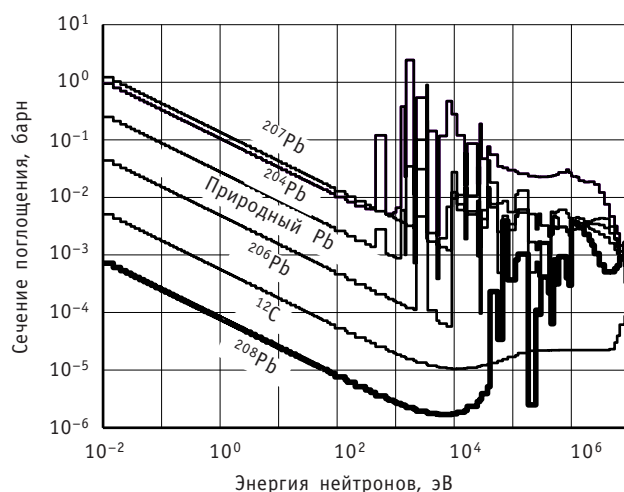


Рис. 4. Сечения поглощения нейтронов природным свинцом, его изотопами и графитом [9]

лении. Эти свойства ^{208}Pb позволяют создать реактор с очень гибким нейтронным спектром (от промежуточного до теплового), с хорошей экономией нейтронов и без высокого давления теплоносителя в активной зоне. Благодаря уникальным свойствам ^{208}Pb его повышенное содержание в свинцовом или свинцово-висмутовом теплоносителе позволит уменьшить неблагоприятную спектральную составляющую ТКРТ. Это подтверждается работой [2], график из которой приведен на рис. 5. Таким образом, появляется возможность вернуть быстрому реактору бланкеты для наработки топлива, сохраняя отрицательный ТКРТ.

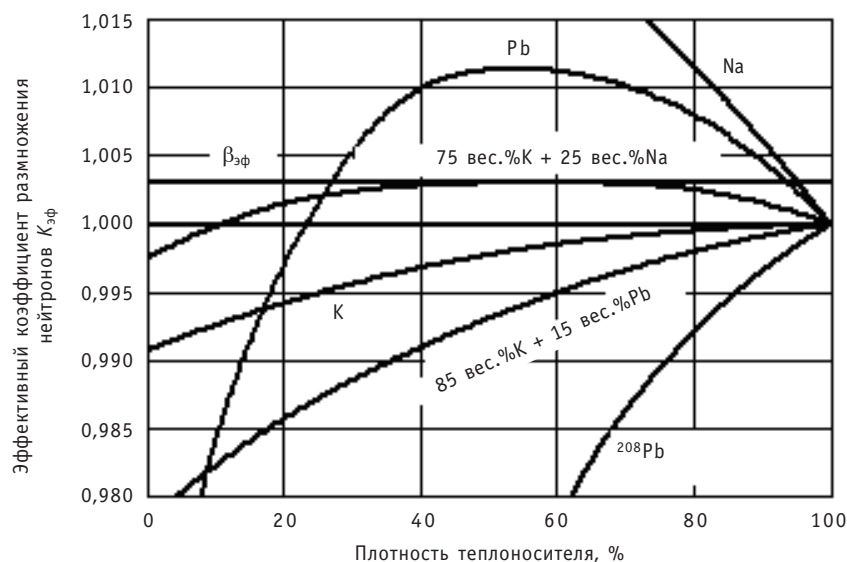


Рис. 5. Зависимости $K_{эф}$ быстрого реактора (топливо $^{235}\text{U}+\text{MA}+\text{Th}+5\text{вес.}\%\text{Zr}$) от плотности различных теплоносителей (MA – младшие актиниды)

Применение радиогенного свинца в качестве теплоносителя вместе с графитом (без использования металлического покрытия) в качестве замедлителя создает условия для разработки высокотемпературных реакторов, а также реакторов с высокой плотностью потока нейтронов. В этом случае высокотемпературный реактор будет характеризоваться низким давлением теплоносителя, а естественная

циркуляция этого теплоносителя будет выгодно отличать такой реактор от высокотемпературного реактора с гелиевым охлаждением. Высокопоточный реактор с теплоносителем из радиогенного свинца сделает возможной трансмутацию радиоактивных изотопов с чрезвычайно низкими сечениями поглощения нейтронов, таких как ^{90}Sr и ^{137}Cs . Концепция такого реактора рассмотрена в работе [2].

ОБ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РАДИОГЕННОГО СВИНЦА ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ЗАЩИЩЕННОСТИ ПЛУТОНИЯ В СМЕШАННОМ (^{238}U -Pu-Th- ^{233}U)-ТОПЛИВЕ

Как было показано выше, смешанное (^{238}U -Pu-Th- ^{233}U)-топливо должно обладать уменьшенной неблагоприятной спектральной составляющей ТКРТ по сравнению с (^{238}U -Pu)-топливом. Кроме того, смешанное топливо усиливает барьеры против распространения делящихся материалов [10], поскольку изотоп ^{233}U сильно разбавлен воспроизводящим изотопом ^{238}U , а доля плутониевой фракции ниже, чем в (^{238}U -Pu)-топливном цикле. Последнее связано с тем, что смешанное (^{238}U -Pu-Th- ^{233}U)-топливо поддерживает критичность реактора в основном благодаря присутствию в нем изотопа ^{233}U и накоплению его из тория, а наработка плутония подавлена из-за уменьшенного содержания воспроизводящего изотопа ^{238}U .

Кроме того, защищенность плутония может быть повышена благодаря созданию условий для накопления в его составе четных изотопов. Этого можно достичь, используя радиогенный свинец в качестве теплоносителя с малым сечением поглощения нейтронов, а графит – в качестве конструкционного материала и замедлителя нейтронов с малым сечением поглощения нейтронов. Как известно [9], в смягченном спектре нейтронов размножающие свойства ^{239}Pu существенно хуже, чем в жестком спектре. В то же время размножающие свойства ^{233}U практически не ухудшаются при переходе от жесткого спектра нейтронов к смягченному. Это подтверждают энергетические зависимости (рис. 6) отношения сечений захвата нейтронов и деления для ^{239}Pu , ^{233}U , а также ^{235}U (для сравнения). Таким образом, использование радиогенного свинца в качестве теплоносителя и некоторое смягчение спектра нейтронов позволит повысить защищенность плутония при сохранении темпа наработки вторичного топлива благодаря хорошему нейтронному балансу из-за низкого сечения поглощения нейтронов радиогенным свинцом. Отметим, что изотопный уровень защищенности практически непреодолим для стран, не обладающих технологией изотопного разделения.

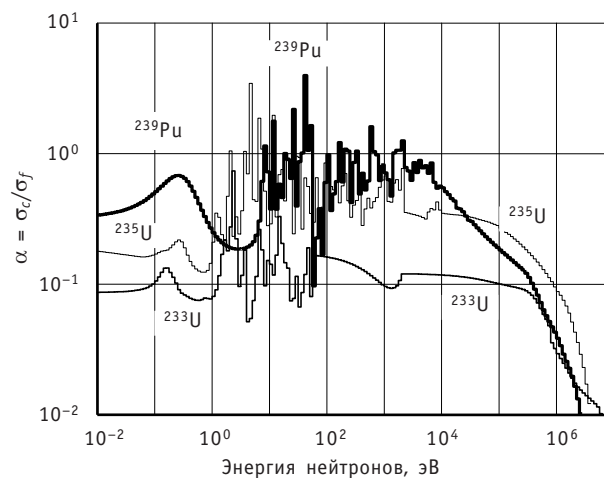


Рис. 6. Отношение сечения захвата нейтронов к сечению деления для ^{239}Pu , ^{233}U и ^{235}U [5]

В работе [3] рассматривается возможность создания малоактивируемого свинцового теплоносителя с помощью его предварительного изотопного обогащения. Показано, что в спектре быстрого реактора основным каналом генерации радионуклидов в теплоносителе является радиационное поглощение нейтронов ^{208}Pb . Причем действующая и остаточная активность теплоносителя может быть уменьшена на несколько порядков при обогащении свинца изотопом ^{206}Pb . Оценено, что теплоноситель на основе ^{206}Pb может быть освобожден от радиационного контроля через один-два года после 30-ти лет облучения в быстром реакторе, а теплоноситель из природного свинца – только спустя 100 лет. Отметим, что предложенное выше смягчение спектра нейтронов позволит не только защитить плутоний на изотопном уровне, но и радикально снизить активируемость радиогенного свинца с преимущественным содержанием ^{208}Pb . Это объясняется тем, что в смягченном спектре нейтронов (ниже нескольких килоэлектронвольт) сечение радиационного захвата нейтронов ^{208}Pb , т.е. основного канала активации теплоносителя, на несколько порядков ниже, чем в жесткой части спектра нейтронов (см. рис.4), где находится область его резонансного поглощения. Отметим, что снижение активации радиогенного теплоносителя будет достигаться без дорогостоящей процедуры его предварительного изотопного обогащения.

МЕСТОРОЖДЕНИЯ И ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ РАДИОГЕННОГО СВИНЦА

При эксплуатации урановых и ториевых месторождений попутно добывался и добывается радиогенный свинец. До сих пор при выделении урана (или тория) из руды этот свинец сбрасывается в хвостохранилища при рудниках. Если дальнейшие исследования покажут перспективность использования радиогенного свинца в ядерной энергетике, то появится необходимость наладить попутное извлечение его из руды. На первый взгляд может показаться, что масштаб добычи руд определяется потребностями в уране и тории. В частности, потребность ядерной энергетике в тории как в настоящее время, так и в ближайшем будущем останется весьма малой. Но существует одно важное обстоятельство, которое существенным образом влияет на масштаб добычи ториевых и уран-ториевых руд. Дело в том, что большинство урановых и ториевых руд относятся к категории комплексных руд, содержащих многие ценные металлы (редкоземельные элементы, золото и др.). В работе [11] обращается внимание на то, что важнейшее значение для удешевления стоимости добычи и производства природного урана и тория имеет наличие в рудах полезных сопутствующих элементов (в частности, элементов цериевой группы). Их попутное извлечение с ураном позволяет снизить нижний предел (промышленный минимум) содержания урана в добываемых рудах до 0.010.03% при существующей технологии производства природного урана.

В таблице 1 приведены данные о крупных месторождениях тория и урана, о содержании урана, тория и свинца в минералах этих месторождений и изотопном составе радиогенного свинца. Можно видеть, что радиогенный свинец содержит много меньше «вредных» изотопов с большим сечением захвата нейтронов (^{204}Pb и ^{207}Pb), чем обычный свинец.

В случае необходимости радиогенный свинец может быть извлечен из уже имеющихся хвостохранилищ ториевых и уран-ториевых руд либо получен из этих руд при добыче ценных металлов как сопутствующий элемент.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Использование радиогенного свинца в качестве теплоносителя энергетических реакторов позволит улучшить их ядерную безопасность, повысит защищенность делящихся материалов, увеличит воспроизводство топлива, а значит, и глубину его выгорания. Помимо получения энергии реакторы с охлаждением радиогенным свинцом могут быть использованы для производства водорода и других видов искусственного топлива, в качестве источника высокотемпературного тепла, а также для трансмутации радиоактивных изотопов с низкими сечениями поглощения нейтронов. В случае необходимости радиогенный свинец может быть извлечен из уже имеющихся хвостохранилищ ториевых, уран-ториевых и урановых руд либо получен из этих руд при добыче ценных металлов как сопутствующий элемент.

Поэтому можно сделать вывод о том, что применение радиогенного свинца открывает новые возможности не только по улучшению нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов, но и по расширению сферы их применения.

Литература

1. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.».
2. *Shmelev A.N., Kulikov G.G., Apse V.A., Glebov V.B., Tsurikov D.F., Morozov A.G.* Radiowaste Transmutation in Nuclear Reactors/Proceedings of a Specialists Meeting «Use of Fast Reactors for Actinides Transmutation» (September 22-24, 1992, Obninsk, Russia). – IAEA-TECHDOC-693, IAEA, March 1993. – P. 77-86
3. *Хорасанов Г.Л., Блохин А.И.* Основы создания малоактивируемого свинцового теплоносителя с изотопным обогащением для перспективных ядерно-энергетических установок//Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Ядерные константы». – 2001. – Вып. 1.
4. *Хорасанов Г.Л., Коробейников В.В., Иванов А.П., Блохин А.И.* Минимизация уран-плутониевой загрузки быстрого реактора путем использования в качестве теплоносителя малопоглощающего нейтроны обогащенного свинца-208. В сб. докл. XII Международной научной конференции «Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул в лазерных, плазменных и нанотехнологиях» (31 марта – 4 апреля 2008 г., Звенигород, Россия)/Под ред. В.Е. Черковца. – М.: ЦНИИ-атоминформ, Троицк: ГНЦ РФ ТРИНИТИ, 2008. – С. 38
5. *Hummel H.H., Okrent D.* Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors. – American Nuclear Society, LaGrange Park, 1970.
6. *De Volpi A.* Denaturing Fissile Materials//Progress in Nuclear Energy. – 1982. – V. 10. – №. 2. – P. 161-230.
7. *Filin A.I., Orlov V.V., Leonov V.N. et al.* Design features of BREST reactors, experimental work to advance the concept of BREST reactors. Results and plans. Global1999. International conference on future nuclear systems.
8. SCALE-4.3: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. Draft user documentation for release of SCALE-4.3 Code Package, NUREG/CR-0200, Revision 5 (ORNL/NURET/CSD-2/R5), RSIC/CCC-545, Oak Ridge National Laboratory, USA, March 1997.
9. JEF-PC, O.E.C.D./NEA Data Bank, 12 bld. des Iles, 92130, Issy-Les-Moulineaux, France, Version-2.0: 30 October 1997.
10. *Feiveson H.A.* «In Memoriam – Ted Taylor». – Science and Global Security, 13: 117-128, 2005.
11. *Синёв Н.М.* Экономика ядерной энергетики: Учебное пособие. – М., Энергоатомиздат, 1987. – С. 159.
12. *Godoy J.M., Godoy M.L., Aronne C.C.* Application of Inductively Coupled Plasma Quadrupole Mass Spectrometry for the Determination of Monazite Ages by Lead Isotope Ratios//Journal of Brazilian Chemical Society. – 2007. – V. 18. – № 5.
13. *Nier A.O., Thompson R.W., Murphey B.F.* The Isotopic Constitution of Lead and the Measurement of Geological Time//Physical Review. – 1941. – V. 60. – P. 112117.

14. *Holmes A.* The Pre-Cambrian and Associated Rocks of the District of Mozambique//Quarterly Journal of Geological Society. – 1918. – V. 74. – P. 31-98.
15. *Sarkar T.C.* The Lead Ratio of a Crystal of Monazite from the Gaya District, Bihar/Proceedings of Indian Academy of Sciences. V. 13. – 1941. – P. 245-248.
16. Каталог изотопных дат пород украинского щита. – Киев: «Наукова думка», 1978. – С. 90-91, 136-137.

Поступила в редакцию 24.03.2009

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.548

The System of Irradiated Fuel Elements Nondestructive Examination for Inspection and Reconstitution Stand of WWER Assemblies \S.V. Pavlov, S.S. Sagalov, S.V. Amosov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 8 illustrations. – References, 6 titles.

The description of the nondestructive diagnostic system of irradiated fuel elements, enclosed to inspection and reconstitution stand of WWER-1000 assemblies, is presented. Principles, as well as technique and programmable realization of ultrasound leakage test and pulsed eddy current defectoscopy of fuel elements are considered.

УДК 621.039.58

Probability Estimation of Hydrogen Ignition and Detonation in the Containment Vessel \Yu.S. Yur'ev, N.M. Vitushkina, A.A. Zaitsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 3 titles.

The Shapiro diagram is used for finding of ignition and detonation areas of hydrogen mixtures. The area boundaries and process trajectory are presented as the bands instead of the lines. This approach enables to determine the probability of these processes during the hydrogen filling of the containment vessel.

УДК 621.039.51

The Use of Supercritical Water Reactors in a Close Fuel Cycle \Yu.D. Baranaev, A.P. Glebov, A.V. Klushin, V.F. Ukraintsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 13 pages, 6 tables, 7 illustrations. – References, 7 titles.

Specifics of neutronics, thermal hydraulics and construction of the supercritical water reactors with thermal and fast neutron spectrum were investigated.

It is proved that reactors with thermal spectrum have conversion ratio about $CR \approx 0,7$ and that natural Uranium consumption in such a reactors could be decreased about 2 times (compared convention WWER-1000).

In the reactor with a fast spectrum this ratio is rather higher and will be reach to $CR=0,9-0,95$. So, supercritical water reactor can operate by fuel self supply and future nuclear electricity power become more effective. The Thorium can be used in a supercritical water reactors with thermal and fast spectrumas in a Plutonium-Thorium or Uranium-Thorium fuel cycles without any fuel element construction changes. The problems of nuclear safety and fuel efficiency can be also solved in these fuel cycles.

УДК 621.039.534

Thermal Hydraulic Calculation of Medical Reactor MARS \A.A. Kazantsev, V.R. Anisovyan; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 12 titles.

The specialized medical reactor MARS is under design for neutron-capture therapy. Results of calculations of total hydraulic resistance of a reactor MARS between inlet and outlet pipes by CFD- code are presented for range of flow rates. Calculation of the accident with removing of one control rod from reactor is presented. Accident transient was calculated up to new safe steady state condition.

УДК 621.039.51

Principal Physical Advantages from Applying Radiogenic Lead as a Coolant of Nuclear Reactors \G.G. Kulikov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, V.V. Artisyuk; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 16 titles.

The paper presents preliminary analysis of some advantages, which could be attained from the use of radiogenic lead, i.e. lead extracted from uranium and thorium ores, as a coolant of power nuclear reactors. The paper highlights that radiogenic lead can be used to improve operation safety and intensify breeding fuel. In addition, nuclear reactors cooled by radiogenic lead could be successfully used for hydrogen (or some other artificial fuel types) production, for generation of high-temperature technological heat and for neutron transmutation of radioactive wastes with low neutron capture cross-sections.