

ВЫЖИГАНИЕ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В ЖЕСТКИХ НЕЙТРОННЫХ СПЕКТРАХ

Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



С целью уничтожения младших актинидов (нептуния, америция, кюрия) путем их деления обсуждаются возможные пути повышения средней энергии нейтронов в ядерных энергетических установках: использование в инновационных быстрых реакторах слабо замедляющего теплоносителя из обогатщенного свинца-208, оптимизация размеров активных зон критических и подкритических реакторов, использование высокообогащенного топлива и выжигание младших актинидов в нейтронных спектрах деления урана-235 или плутония.

Ключевые слова: быстрые реакторы, младшие актиниды и их деление, пути ужесточения нейтронного спектра.

Key words: fast reactors, minor actinides and their fission, ways of neutron spectrum hardening.

ВВЕДЕНИЕ

По принятым оценкам, отработанное топливо ядерных реакторов на тепловых нейтронах содержит 95% урана, 4% продуктов деления ядер (технеций-99, цезий-137, йод-129 и др.), 1% изотопов плутония и 0,1% младших актинидов (нептуний-137, америций-241, 243, кюрий-242, 244, 246, 248). В настоящее время продукты деления ядер и младшие актиниды (МА) содержатся в специальных хранилищах, причем долгоживущие и альфа-активные МА представляются наиболее опасными отходами для последующих сотен лет. Хотя количество накопленных к настоящему времени МА относительно мало (не более нескольких сотен тонн в мире), уничтожение их является актуальной и пока нерешенной проблемой. В ряде работ, в том числе в работах авторов [1–3], указывалось, что уничтожение МА путем деления в спектрах реакторов на быстрых нейтронах (БР) представляется более предпочтительным, нежели путем трансмутации в тепловых спектрах. Облучение МА в нейтронных спектрах тепловых и промежуточных энергий приводит к образованию калифорния-249, еще более опасного, нежели МА. Преимущества БР заключаются в избытке нейтронов в области энергий выше 0,1 МэВ, при которых МА начинают делиться. Сечения деления МА с ростом энергии значительно растут и достигают величин порядка двух барн при энергиях

© Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин, 2013

нейтронов, соответствующих спектрам деления урана и плутония. В реализованных БР средняя энергия нейтронов не превышала 0,5–0,6 МэВ. Наиболее приемлемым считается уничтожение МА в подкритических бланкетах ускорительно-управляемых систем (УУС), однако ныне разрабатываемая в Бельгии пилотная установка MYRRHA с мощностью подкритического бланкета до 100 МВт может быть запущена не ранее 2024 г.

Следует отметить, что программа уничтожения МА является долгосрочной, и она интенсивно осуществляется во Франции, Японии, США и других странах.

Пути повышения эффективности выгорания МА в БР обычно связывают с выбором активной зоны (АЗ), обеспечивающей наиболее жесткий спектр нейтронов.

Вместе с тем, в АЗ проектируемых БР значительна объемная доля теплоносителя, и он может оказывать значительное влияние на замедление нейтронов.

В настоящее время наряду с хорошо отработанным натриевым теплоносителем в ряде инновационных проектов предлагается и более тяжелый теплоноситель на основе свинца или свинца-висмута.

В статье обсуждаются возможные пути повышения средней энергии нейтронов в ядерных энергетических установках: использование в инновационных БР слабо замедляющего теплоносителя из обогащенного свинца-208, оптимизация размеров активных зон БР и УУС, использование высокообогащенного топлива и выжигание МА в нейтронных спектрах деления урана или энергетического плутония.

ПОВЫШЕНИЕ СРЕДНЕЙ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНОВ ЗА СЧЕТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ИЗ СВИНЦА-208

В ряде инновационных проектов в БР предлагается использовать тяжелый теплоноситель из природного свинца или эвтектики свинца-висмута. При этом объемная доля теплоносителя в активной зоне (АЗ) может составлять до 60%, как это, например, предложено в проекте РБЕЦ-М электрической мощностью 340 МВт [4]. В этом случае и при больших размерах АЗ энергия нейтронов будет определяться замедляющими свойствами теплоносителя наряду с топливом и конструкционными материалами. В работах [1–3] отмечалось, что одним из слабозамедляющих теплоносителей является свинец, обогащенный по изотопу свинец-208. Первый уровень возбуждения этого ядра (в природном свинце содержится 52,3% свинца-208) составляет 2,61 МэВ, у остальных стабильных изотопов свинца уровни возбуждения значительно ниже: у свинца-207 (22,6%) – 0,57 МэВ, свинца-206 (23,6%) – 0,80 МэВ, свинца-204 (1,5%) – 0,90 МэВ. Соответственно, порог сечения неупругого рассеяния нейтронов на свинце-208 составляет 2,61 МэВ, в то время как для природного свинца (^{nat}Pb) он находится в районе 1 МэВ. Согласно библиотеке BROND-2, однокрупное сечение неупругого рассеяния на свинце-208, усредненное по спектру нейтронов деления урана-235, составляет 0,2781 барн, а для природной смеси изотопов свинца это сечение в 2,5 раза выше (0,6868 барн) [5].

Рассчитывались средние энергии нейтронов АЗ проектируемого реактора РБЕЦ-М с двумя теплоносителями – свинец-208 и свинец-висмут. Спектры нейтронов рассчитывались по программе MCNP5 [6] с использованием исходных данных реактора РБЕЦ-М. Средние энергии нейтронов рассчитывались, соглас-

но выражению $\langle E_n \rangle = \Sigma E_n \phi_n / \Sigma \phi_n$, в подзонах, охлаждаемых теплоносителями $^{208}\text{Pb}/^{nat}\text{Pb}$ (E_n – средняя энергия нейтронов в энергетической группе g (число групп $g = 28$) системы БНАБ-93, ϕ_n – плотность потока нейтронов в энергетической группе g , суммирование ведется по всем группам g , где плотность нейтронного потока практически отлична от нуля). Аналогично рассчитывались однокрупные сечения деления Am-241 , $\langle \sigma_{fis} \rangle$.

При замене штатного свинцово-висмутowego теплоносителя реактора РБЕЦ-М на теплоноситель из свинца-208 все исходные данные, кроме топливной загрузки, оставались неизменными. Для выхода на критический режим ($k_{эфф} = 1,01$) обогащение энергетическим плутонием в уран-плутониевом нитридном топливе было уменьшено со штатных 13,7% до 13,0%. Данные об объемных долях теплоносителя в подзонах АЗ-1, 2, 3 и боковом экране (БЭ) реактора РБЕЦ-М были взяты из работы [7].

Результаты выполненных расчетов приведены в табл.1.

Таблица 1

Нейтронно-физические параметры в подзонах АЗ-1,2,3 и БЭ реактора РБЕЦ-М [4], охлаждаемого теплоносителями ^{208}Pb (жирный шрифт) / $^{nat}\text{Pb-Bi}$ (тонкий шрифт)

Параметр	АЗ-1 внутренняя подзона	АЗ-2 средняя подзона	АЗ-3 внешняя подзона	БЭ боковой экран
Средняя энергия $\langle E_n \rangle$, МэВ	0,42 / 0,40	0,44 / 0,42	0,44 / 0,43	0,27 / 0,25
Относительное изменение $\langle E_n \rangle$, %	6,36	4,73	2,88	6,10
Объемная доля теплоносителя	0,625	0,573	0,466	0,565
Однокрупное сечение $\langle \sigma_{fis} \rangle$, барн	0,30 / 0,27	0,24 / 0,23	0,24 / 0,23	0,13 / 0,12
Относительное изменение $\langle \sigma_{fis} \rangle$, %	9,76	7,43	4,33	10,58

Из таблицы 1 следует, что замена штатного свинцово-висмутowego теплоносителя на теплоноситель из свинца-208 приводит к увеличению средней энергии нейтронов во всех подзонах реактора. При этом наиболее сильно меняется средняя энергия нейтронов в тех подзонах, в которых объемная доля теплоносителя высока: в подзоне АЗ-1 доля теплоносителя составляет 62,5%, при этом средняя энергия нейтронов растет на 6,4%, в боковом экране доля теплоносителя также велика – до 57% и, соответственно, средняя энергия БЭ возрастает на 6,1%. В подзонах АЗ-2 и АЗ-3 доли теплоносителя меньше, и относительное изменение энергии нейтронов составляет 4,7–2,9%.

Таким образом, можно заключить, что использование свинцового теплоносителя из свинца-208 вместо свинцово-висмутowego позволяет увеличить среднюю энергию нейтронов в подзонах быстрого реактора и БЭ на 6,4–6,1% при объем-

ной доле теплоносителя 57–63%. Соответственно, на 9,8–10,6% растут одногрупповые сечения деления америция-241 в подзоне АЗ-1 и боковом экране.

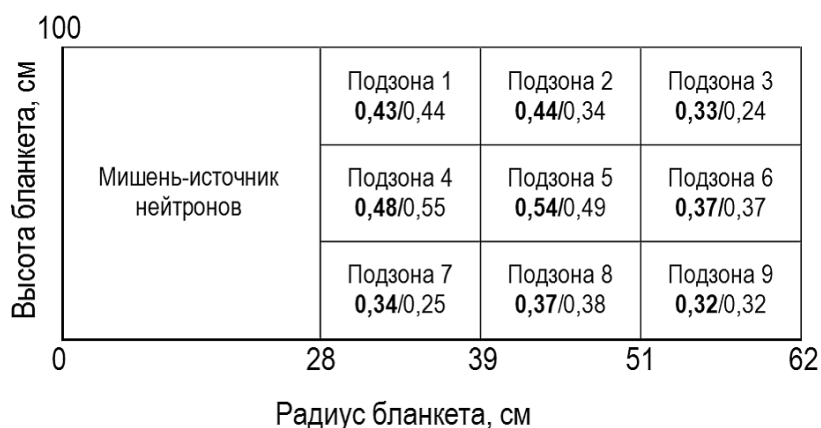
ОПТИМИЗАЦИЯ РАЗМЕРОВ АКТИВНЫХ ЗОН БР И УУС С ЦЕЛЬЮ ПОВЫШЕНИЯ СРЕДНЕЙ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНОВ

Рассмотрим ускорительно-управляемую систему (УУС) на основе источника первичных нейтронов и подкритического бланкета. Особенностью системы является использование уран-плутониевого нитридного топлива и применение в качестве теплоносителя мишени и бланкета свинца-208. Основные технические характеристики этой УУС описаны в [8].

Кольцевой бланкет, составленный из нитридного топлива с однородным по всему бланкету обогащением по энергетическому плутонию (15%), был условно разбит на девять подзон, их расположение показано в табл. 2. Там же приведены рассчитанные по коду Монте-Карло энергии нейтронов, $\langle E_n \rangle = \Sigma E_n \phi_n / \Sigma \phi_n$, в подзонах, охлаждаемых теплоносителями ^{208}Pb / ^{nat}Pb .

Таблица 2

Средние энергии нейтронов (МэВ) в подзонах бланкета УУС, охлаждаемой теплоносителями ^{208}Pb (жирный шрифт) / ^{nat}Pb (тонкий шрифт)



Усредненная по подзонам 1–9 энергия нейтронов бланкета, охлаждаемого свинцом-208, составляет $\langle E_{\text{бланкета}} \rangle = 0,402$ МэВ, а при смене теплоносителя на природный свинец она уменьшается до величины $\langle E_{\text{бланкета}} \rangle = 0,376$ МэВ. Таким образом, несмотря на определенный разброс данных табл. 1, связанный с относительно небольшим розыгрышем историй (10^7) в использованном методе Монте-Карло, в целом прослеживается ужесточение нейтронного спектра бланкета УУС на 6,9 % при замене теплоносителя из природного свинца на теплоноситель из свинца-208.

Из таблицы 2 следует, что наибольшая средняя энергия нейтронов локализуется в центральных подзонах 4 и 5. С удалением от них, т.е. в периферийных торцевых и радиальных подзонах, средняя энергия нейтронов уменьшается. Общий размер центральных подзон 4 и 5 составляет 23×33 см².

Полученные данные свидетельствуют о том, что наибольшая средняя энергия нейтронов, порядка 0,54–0,55 МэВ в свинцовых бланкетах наблюдается в случае их небольших размеров. Как известно, и в критических реакторах с малыми

размерами активной зоны достигается наибольшая средняя энергия нейтронов.

ПОВЫШЕНИЕ СРЕДНЕЙ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНОВ В ПОДЗОНАХ РЕАКТОРА ЗА СЧЕТ ВЫБОРА ТОПЛИВА

Одним из способов повышения энергии нейтронов является обогащение топлива делящимся материалом. Это хорошо иллюстрируется на примере активной зоны быстрого реактора БН-600. Как известно [9], в настоящее время в БН-600 эксплуатируется активная зона типа 01М2, состоящая из трех зон с разным обогащением топлива по урану-235: зона малого, 17%, обогащения (ЗМО), зона среднего, 21%, обогащения (ЗСО) и зона большого, 26%, обогащения (ЗБО). В таблице 3 приводятся рассчитанные авторами средние энергии нейтронов этих подзон и одногрупповые сечения деления америция-241.

Таблица 3

Параметры подзон активной зоны типа 01М2 реактора БН-600 с оксидным урановым топливом и теплоносителем из натрия

Параметр	ЗМО	ЗСО	ЗБО
Средняя энергия нейтронов, МэВ	0,44	0,48	0,49
Обогащение топлива по урану-235, %	17	21	26
Одногрупповые сечения деления америция-241, барн	0,27	0,30	0,31

Из таблицы следует, что наибольшая средняя энергия нейтронов (0,49 МэВ) достигается в ЗБО с обогащением по урану-235, равным 26%. Соответственно, в ЗБО возрастает одногрупповое сечение деления америция-241.

Другой возможный способ получения более жесткого спектра нейтронов заключается в увеличении объемной доли топлива в подзоне А3. В таблице 4 приводятся средние энергии нейтронов в подзонах А3 реактора РБЕЦ-М с разной объемной долей топлива.

Таблица 4

Нейтронно-физические параметры подзон активной зоны реактора РБЕЦ-М с нитридным уран-плутониевым топливом и теплоносителем из свинца-висмута

Параметр	А3-1	А3-2	А3-3
Средняя энергия нейтронов, МэВ	0,40	0,42	0,43
Масса уран-плутониевого топлива в одной ТВС разных подзон, кг [7]	81	95	132
Объемная доля топлива в подзонах, %	23,3	27,6	38,2
Обогащение топлива по энергетическому плутонию, %	13,7	13,7	13,7

Видно, что при использовании в подзонах топлива с одинаковым обогащением по энергетическому плутонию (13,7%) средняя энергия нейтронов максимальна в подзоне А3-3 за счет увеличенной объемной доли топлива (38,2%).

О ВОЗМОЖНОМ СПОСОБЕ ВЫЖИГАНИЯ МА ВО ВЗРЫВНЫХ КАМЕРАХ

Изложенные выше способы повышения средней энергии нейтронов за счет выбора теплоносителя, размеров АЗ и топлива позволяют, в лучшем случае, повысить среднюю энергию нейтронов на 10–20% и подойти к величине средней энергии нейтронов в АЗ не более 1 МэВ.

Между тем наибольший эффект выжигания МА можно ожидать в устройствах, в которых реализуется спектр деления ядерного материала со средней энергией нейтронов порядка 1,98–2 МэВ. На рисунке 1 приведена зависимость одногрупповых сечений деления америция-241 от средней энергии нейтронов. На график нанесены рассчитанные в вышерассмотренных системах РБЕЦ-М и УУС одногрупповые сечения деления америция-241 при средних энергиях нейтронов до 0,55 МэВ и их экстраполяция в область средней энергии нейтронов деления урана-235, равной 1,98 МэВ.

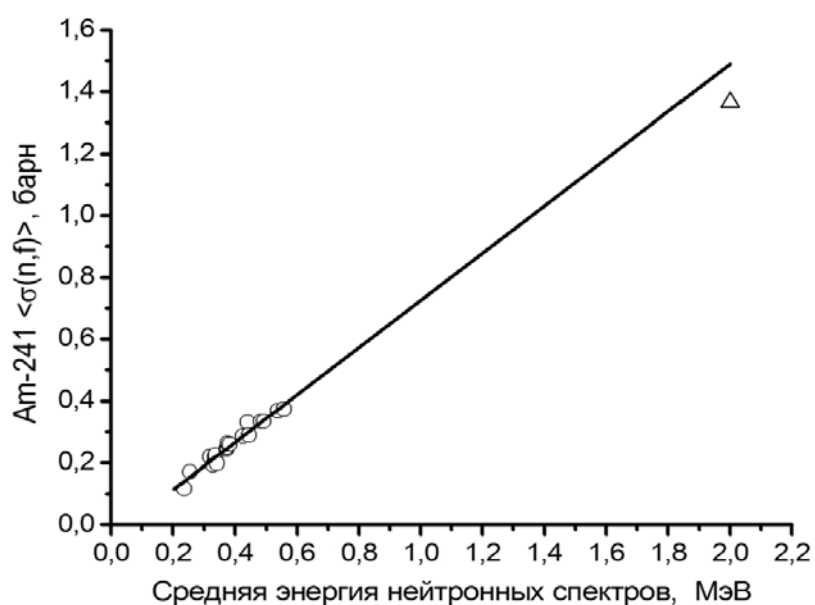


Рис. 1. Зависимость одногрупповых сечений деления Am-241 от средней энергии нейтронов

Полученная зависимость свидетельствует о том, что в спектре нейтронов деления урана-235 одногрупповое сечение деления Am-241 может достигать величины 1,4 барн.

В восьмидесятые годы прошлого столетия были предложены устройства, названные ВБР, — взрывные бриджерные реакторы [10]. В ВБР энергозарядом служит сборка из плутония, близкая к критсостоянию, вокруг которой располагается сборка из урана-238. При переводе устройства в критическое состояние, минимально возможном энергозаряде и частоте взрывов 0,01 Гц в ВБР может достигаться средняя за период между взрывами плотность потока нейтронов порядка $2 \cdot 10^{15}$ н/см²·с, которая сравнима с плотностью потока нейтронов в БР. Утилизация взрыва осуществляется в толстостенной стальной камере с радиусом камеры порядка нескольких метров и при энерговыделении $\sim 0,5$ ГДж в одном взрыве.

Вместо урана-238 авторы предлагают размещать во взрывной камере (ВК) за

плутониевым энергозарядом сборку из МА и тем самым реализовать условия для деления МА при средней энергии нейтронов, близкой к 2 МэВ.

Достаточно высокие сечения, присущие МА в спектре нейтронов деления, дают основание для выжигания больших количеств МА в составе сборки, размещаемой за энергозарядом. В качестве материала сборки может, по-видимому, использоваться энергетический плутоний с 5,87% (ядерных) америция-241, извлекаемый из тепловых реакторов. Средняя энергия нейтронов в спектре деления Pu-239 составляет $\langle E_n \rangle = 2,03$ МэВ. Одногрупповое сечение деления Am-241, усредненное по спектру деления Pu-239, составит $\langle \sigma_{fis} \rangle = 1,37$ барн, а одногрупповое сечение радиационного захвата нейтронов Am-241 составит $\langle \sigma_{cap} \rangle = 0,27$ барн. При этом вероятность деления Am-241, определяемая как $P_f = \langle \sigma_{fis} \rangle / (\langle \sigma_{fis} \rangle + \langle \sigma_{cap} \rangle)$, будет достаточно высокой, порядка 0,84.

Стенки ВК квазинепрерывного действия могут омываться теплоносителем, например, из природного свинца или свинца-208, посредством которого утилизируется тепло, выделяемое при энерго взрыве.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обсуждаются возможные пути ужесточения спектра нейтронов в критических и подкритических реакторах с целью повышения эффективности уничтожения младших актинидов – нептуния, америция и кюрия – путем их деления.

На примере проекта реактора РБЕЦ-М с электрической мощностью 340 МВт показано, что использование теплоносителя из свинца-208 вместо штатного свинцово-висмутowego теплоносителя позволяет увеличить среднюю энергию нейтронов в подзонах с высокой объемной долей теплоносителя (57–63%) на 6,1–6,4%.

В бланкете ускорительно-управляемой системы с однородным по всем бланкету обогащением топлива наибольшая средняя энергия нейтронов достигается в центральной области бланкета с размерами порядка 20×30 см². По-видимому, наиболее жесткий спектр нейтронов может наблюдаться в критических и подкритических реакторах с активной зоной малых размеров.

Эффективным способом получения более жесткого спектра нейтронов является повышение обогащения топлива. В реакторе БН-600 наибольшая средняя энергия нейтронов (0,49 МэВ) достигается в подзоне ЗБ0 с 26%-ным обогащением по урану-235. В реакторе РБЕЦ-М с однородным обогащением топлива по всей активной зоне наибольшая средняя энергия нейтронов (0,43 МэВ) достигается в подзоне АЗ-3 с наибольшей объемной долей топлива (38,2%).

Вышеуказанные способы ужесточения спектра нейтронов позволяют, в лучшем случае, повысить среднюю энергию нейтронов на 10–20% и подойти к величине средней энергии нейтронов в активной зоне не более 1 МэВ.

Идеальным по жесткости является спектр нейтронов деления урана-235 или плутония. Во взрывных камерах малой мощности, рассмотренных в работе [10], может достигаться средняя энергия нейтронов порядка 2 МэВ при средней плотности потоков $2 \cdot 10^{15}$ н/см²·с, в которых эффективно могут выжигаться младшие актиниды.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (проект РФФИ №08-08-92201-ГФЕН_а)

Литература

1. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И., Синица В.В. Выжигание трансурановых элементов в жестком спектре нейтронов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – №3. – С.76-81.
2. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Некоторые макрохарактеристики активных зон быстрых реакторов средней мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №3. – С.18-22.
3. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Одногрупповые сечения деления плутония и младших актинидов спектрах быстрого реактора, охлаждаемого свинцом-208 и свинцом-висмутом // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №4. – С.13-17.
4. Алексеев П.Н., Васильев А.В., Микитюк К.О., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Щепетина Т.Д. Оптимизация концептуальных решений для свинцово-висмутового быстрого реактора РБЕЦ-М // Атомная энергия. – 2004. Т. 97. – Вып. 2. – С. 115-125. <http://www.iaea.org/NuclearPower/SMR/crpi25001/html/>.
5. Table of simple integral neutron cross section data from JEF-2.2, ENDF/B-VI, JENDL-3.2, BROND-2 and CENDL-2 // JEF Report 14. – 1994. – NEA/OECD. – P.203-205.
6. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987 (April, 2003).
7. Алексеев П.Н., Васильев А.В., Микитюк К.О., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Щепетина Т.Д. Свинцово-висмутовый быстрый реактор РБЕЦ-М: оптимизация концептуальных решений / Препринт «Курчатовский институт», ИАЭ-6229/4. – 2001. – С.38.
8. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Макроскопические сечения радиационного захвата нейтронов теплоносителем, ураном-238 и технецием-99 в активной зоне подкритического реактора, охлаждаемого природным и обогащенным свинцом // Перспективные материалы. – 2010. – Специальный выпуск №8. – С. 361-365.
9. Васильев Б.А., Кузавков Н.Г., Мишин О.В. и др. Опыт и перспективы модернизации активной зоны реактора БН-600 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №1. – С.158-168.
10. Иванов Г.А., Волошин Н.П., Ганев А.С. и др. Взрывная дейтериевая энергетика. – Снежинск: Российский федеральный ядерный центр ВНИИТФ. – 1996. – 138 С.

Поступила в редакцию 14.03.2013

presented. It is shown that efficiency of the direct conversion of the nuclear reactor thermal energy into the energy of directional flow light radiation can be high enough (80–90%).

УДК 629.039.58+331.44+316.6

Methodological principles of industrial enterprises personnels psychological education for work in high-risk conditions \ V.N. Abramova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 1 table, 1 illustration. – References, 3 titles.

Traditionally at universities industrial enterprise workers competence is mainly developed in the sphere of professional knowledge and skills.

Professionally important personal qualities are paid less attention to whereas these qualities, motives, and relations not in the less predetermine specialists success or failure. Persons psychological training for professional knowledge application in high-risk conditions is particularly important. Psychological training methodology contains approaches, scientific methods, and methodology of functional and structural activity analysis, psychology of developing professionally important skills including professional motivation and mental attitude toward high culture safety and organizational culture.

УДК 621.039.543.6

Computational studies of global nuclear energy development under the assumption of the worlds heterogeneous development \ A.F. Egorov, V.V. Korobeynikov, E.V. Poplavskaya, G.A. Fesenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 8 pages, 5 tables, 3 illustrations. – References, 4 titles.

We study the mathematical model of Global nuclear energy development until the end of this century. For comparative scenarios analysis of transition to sustainable nuclear energy systems, we use models of heterogeneous world with an allowance for specific national development. Selected models are closely to real picture of the World of the future, according to international experts. Global Model Scenarios by end of 2100 yr are interdependent and formulated in such a way that the total capacity of Nuclear Energy development in all scenarios was constant and equal. There are two options in this scenarios: 5000 GW for high and 2,500 GW for moderate by the end of 2100 yr.

УДК 621.039.526:621.039.59

Minor actinides incineration in neutron spectra of uranium-235 or plutonium fission \ G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 8 pages, 4 tables, 1 illustration. – References, 10 titles.

In the paper with the aim to incinerate minor actinides (neptunium, americium and curium) the possible ways of increasing the mean energy of neutrons in nuclear power installations are considered. These ways may be following: the usage of slow moderating coolant from lead–208 in innovative fast reactors, optimization of core dimensions in critical and subcritical reactors, the usage of high enriched fuel and at last considering the possibility of minor actinides incineration in neutron spectra of uranium-235 or plutonium fission.

УДК 621.039.526:621.039.51

Special aspects of the initial fuel loading phase in BN-1200 reactor core \ I.V. Malysheva, A.N. Tsarapkina, V.A. Eliseev, A.V. Egorov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 6 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 4 titles.

Different methods are presented for excess reactivity reduction in the initial fuel loading