

УЧЕТ НАКОПЛЕНИЯ ЯДЕР ЛИТИЯ-6 И ГЕЛИЯ-3 В БЕРИЛЛИЕВЫХ БЛОКАХ ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА «МИР»

В.В. Калыгин, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.Б. Овчинников
ФГУП «ГНЦРФ НИИАР», г. Димитровград



Представлен алгоритм расчета ядерных концентраций ^3He и ^6Li в бериллиевом замедлителе реактора «МИР» и его программная реализация. Приведены результаты расчетов влияния накопления нуклидов-поглотителей на нейтронно-физические характеристики активной зоны.

Исследовательский реактор «МИР» [1] предназначен для испытаний ТВС и отдельных твэлов реакторов различного назначения. Активная зона реактора набирается в шестигранных бериллиевых блоках с размером «под ключ» 148,5 мм, имеющих отверстия вдоль вертикальной оси, в которых в индивидуальных каналах размещаются рабочие и экспериментальные ТВС (рис. 1). Наличие бериллиевого замедлителя в активной зоне во многом определяет физические характеристики реактора.

Процессы, протекающие в бериллии под воздействием реакторного излучения, достаточно хорошо изучены. В частности, известно [2], что при взаимодействии бериллия с нейтронами происходит образование нуклидов ^3He и ^6Li , обладающих большими сечениями поглощения тепловых нейтронов – $5327 \cdot 10^{-28}$ и $940 \cdot 10^{-28} \text{ м}^2$ соответственно.

Накопление в замедлителе реактора нуклидов-поглотителей нейтронов (отравление бериллия) влечет за собой изменение важнейших физических характеристик: запаса реактивности, эффективности органов СУЗ, эффектов реактивности. Сравнение результатов экспериментов, проведенных при одинаковых условиях в реакторе и на критической сборке – его физической модели, где концентрация ^3He и ^6Li пренебрежимо мала, показало [3], что в результате отравления бериллия реактора за двадцать лет эксплуатации суммарная компенсирующая способность органов СУЗ и значения различных эффектов реактивности уменьшились не менее чем в 2 раза.

Проведенные исследования [4] позволили установить общие закономерности влияния отравления бериллия на реактивность. Расчеты были выполнены при условии регулярного циклического графика работы реактора на постоянной мощности и равномерного распределения ^3He и ^6Li по активной зоне. Предполагали, что цикл состоит из 35 сут работы на мощности 40 МВт и 8 сут остановки; один раз в год цикличность нарушается остановкой на планово-предупредительный ремонт (ППР), продолжительность которого 30 сут.

© В.В. Калыгин, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.Б. Овчинников, 2008

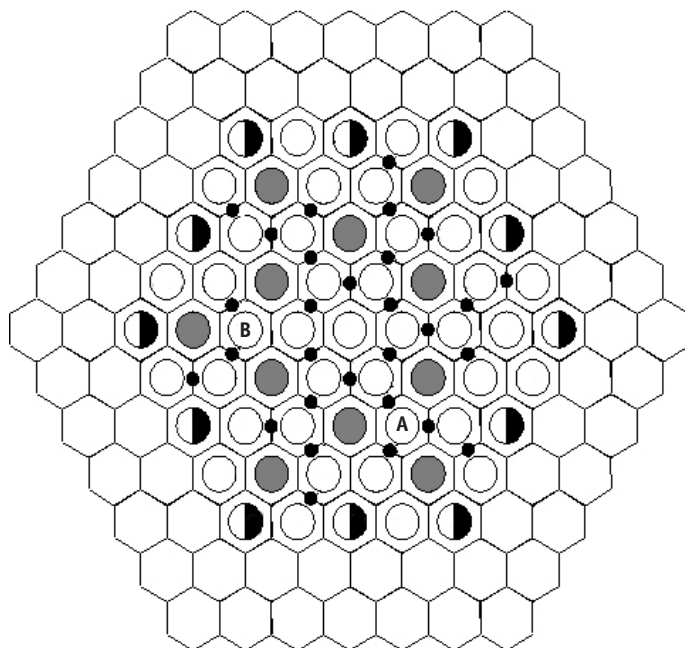


Рис. 1. Картограмма активной зоны и отражателя реактора «МИР»: ● — стержень аварийной защиты и компенсации реактивности; ○ — канал с рабочей ТВС; ● — петлевой канал; ◐ — компенсатор реактивности с топливной догрузкой; ⬡ — бериллиевый блок

Было установлено, что более половины потери реактивности происходит в первые два года эксплуатации бериллия за счет накопления ^6Li . Увеличение ядерной концентрации (далее — концентрации) ^3He , который образуется в результате β -распада трития, проявляется, в основном, во время остановок реактора. Чем больше срок эксплуатации бериллия и чем продолжительнее остановка, тем выше на момент ее окончания концентрация ^3He . После выхода реактора на мощность часть ^3He при взаимодействии с нейтронами вновь превращается в тритий, высвобождая реактивность. Тем не менее, концентрация ^3He в бериллии со временем монотонно возрастает, что и определяет дальнейшую потерю реактивности (рис. 2).

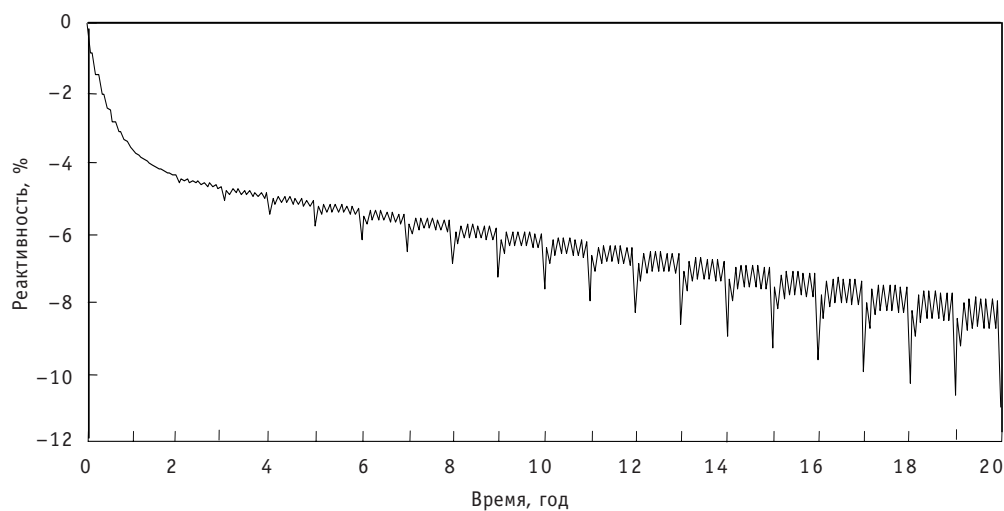


Рис. 2. Изменение реактивности в результате накопления ^6Li и ^3He

Однако для корректного расчета нейтронно-физических характеристик необходимо учитывать, что уровень мощности реактора и распределение энерговыделения в активной зоне не имеют регулярного характера и могут сильно меняться от кампании к кампании. Практически при любой компоновке активной зоны по ее сечению присутствует существенная неравномерность нейтронного поля, обусловленная решением различных экспериментальных задач. Отношение мощностей рабочих каналов может отличаться в десять и более раз. Продолжительность кампаний реактора и время остановки между ними также различны. Следовательно, значения скорости накопления ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$ в бериллиевых блоках, расположенных в различных участках активной зоны, будут разными, и будут меняться во времени. Поэтому для определения концентраций интересующих нуклидов в каждом блоке необходимо иметь информацию как о текущем режиме работы (график мощности соответствующего рабочего канала), так и о предыстории накопления продуктов ядерных реакций в ходе ранее проведенных кампаний.

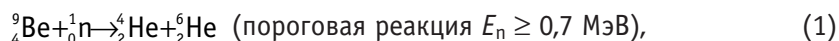
Поскольку история облучения блоков бериллиевой кладки ранее не фиксировалась, влияние отравления бериллия на характеристики реактора в расчетах учитывалось заданием усредненных концентраций ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$. В 1996–2002 гг. во время остановок на плановый ремонт бериллиевые блоки активной зоны были заменены в связи с выработкой их ресурса и потерей прочности [5]. Это позволило отслеживать график радиационных нагрузок каждого нового блока, начиная с момента его установки в реактор.

Для текущего контроля концентраций ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$ были решены следующие задачи:

- сбор и фиксация в удобном для дальнейшей математической обработки виде информации о режимах работы каждого блока бериллиевой кладки активной зоны (мощность канала, длительность работы на этой мощности, продолжительность остановок между кампаниями);
- разработка и программная реализация алгоритма расчета пространственного распределения концентраций ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$ в бериллиевых блоках в любой момент времени как в течение кампаний реактора, так и в процессе остановок между ними;
- расчет и представление в электронных таблицах значений концентраций ${}^3\text{H}$, ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$ для всех бериллиевых блоков на начало и конец всех кампаний;
- разработка процедуры подготовки малогрупповых констант для программы BERCLI [6], с помощью которой выполняют инженерные расчеты нейтронно-физических характеристик реактора «МИР» в процессе сопровождения его эксплуатации.

АЛГОРИТМ РАСЧЕТА КОНЦЕНТРАЦИЙ И ЕГО ПРОГРАММНАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ

Накопление ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$ в бериллии происходит за счет следующей цепочки реакций:



Сделаем упрощающие предположения:

- концентрация бериллия постоянна во времени (поскольку убыль бериллия за счет ядерных реакций пренебрежимо мала вследствие того, что малы его сечения взаимодействия с нейтронами);

- продуктами реакции (1) являются ^4He и ^6Li (ввиду малости периода полураспада ^6He , реакцию (2) из цепочки исключаем);
- тритий и ^3He остаются в бериллиевом блоке в течение всего срока его эксплуатации.

В этом случае изменение концентраций нуклидов из приведенной цепочки реакций будет описываться системой уравнений:

$$\begin{cases} \frac{d\rho_{\text{Li}}}{dt} = J_{\text{Be}}\rho_{\text{Be}} - J_{\text{Li}}\rho_{\text{Li}} \\ \frac{d\rho_{\text{H}}}{dt} = J_{\text{Li}}\rho_{\text{Li}} + J_{\text{He}}\rho_{\text{He}} - \lambda\rho_{\text{H}}, \\ \frac{d\rho_{\text{He}}}{dt} = \lambda\rho_{\text{H}} - J_{\text{He}}\rho_{\text{He}} \end{cases} \quad (6)$$

где ρ_{Be} , ρ_{Li} , ρ_{H} , ρ_{He} – концентрации ^9Be , ^6Li , ^3H и ^3He соответственно, см^{-3} ; λ – постоянная радиоактивного распада трития, с^{-1} ; J_{Be} , J_{Li} , J_{He} – скорости реакций (1), (3) и (5) соответственно нормированные на единичную плотность ядер, с^{-1} :

$$J_{\text{Be}} = \int_{0,7\text{МэВ}}^{\infty} \sigma_{\text{Be},(n,\alpha)}(E) \varphi(E) dE, \quad (7)$$

$$J_{\text{Li}} = \int_{0\text{МэВ}}^{\infty} \sigma_{\text{Li},a}(E) \varphi(E) dE, \quad (8)$$

$$J_{\text{He}} = \int_{0\text{МэВ}}^{\infty} \sigma_{\text{He},a}(E) \varphi(E) dE; \quad (9)$$

$\varphi(E)$ – дифференциальная энергетическая плотность потока нейтронов, $\text{м}^{-2} \text{с}^{-1} \text{МэВ}^{-1}$; $\sigma_{\text{Be},(n,\alpha)}$ – микросечение реакции (1), м^2 ; $\sigma_{\text{Li},a}$, $\sigma_{\text{He},a}$ – микросечение поглощения ^6Li , ^3He соответственно, м^2 .

Расчет скоростей реакций J_{Be} , J_{Li} и J_{He} проводили по программе MCU [7]. Константное обеспечение пакета MCU базируется на банке библиотек оцененных нейтронных данных. Сечения взаимодействия нейтронов в диапазоне энергий 1 эВ – 10,5 МэВ представлены в 26-групповом формате системы констант БНАБ [8]. Информация о резонансных характеристиках сечений реализована в виде подгрупповых параметров. В тепловой области энергий нейтронов 0–1 эВ использовано 40-групповое разбиение сечений с равномерным шагом по скорости (библиотека ТЕПКОН). Дифференциальные сечения рассеяния вычислены для заданных температур с учетом химических связей и кристаллической структуры материалов.

В общем случае в соотношениях (6)–(9) концентрации нуклидов являются функциями времени и координат; плотность потока нейтронов – функцией координат, энергии нейтронов, мощности рабочих и экспериментальных ТВС и концентраций нуклидов-поглотителей; скорости реакций – функциями координат, мощности рабочих и экспериментальных ТВС и концентраций нуклидов-поглотителей. При разработке алгоритма расчета концентраций нуклидов-поглотителей зависимость от координат представили в виде кусочно-постоянных функций, а именно: каждый блок кладки активной зоны разбили на шесть областей, как показано на рис. 3, в объеме которых значения скоростей реакций и концентраций лития, гелия и трития полагали постоянными. Разбиение проводили с учетом наличия двух типов реакторных полиячеек.

Результаты расчета скоростей реакций по программе MCU аппроксимировали линейными функциями значений мощности канала в блоке и каналов, окружающих его. Значения коэффициентов линейных функций определили методом наи-

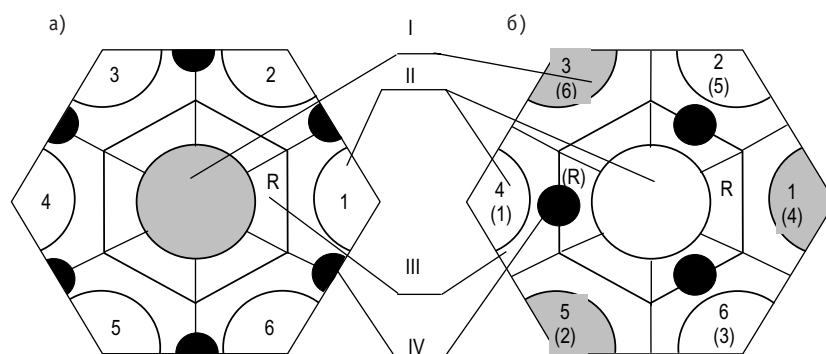


Рис. 3. Вид поперечного сечения геометрических моделей реакторных полиячеек для расчета скоростей реакций в блоке: а – петлевого канала; б – рабочего канала; I – петлевой канал; II – рабочий канал; III – бериллиевые блоки; IV – компенсирующий стержень; R, (R) – части центрального бериллиевого блока, в которых регистрировались скорости реакций; 1–6, (1)–(6) соответствующие этим частям нумерации каналов, окружающих центральный блок

меньших квадратов. Минимизируемой величиной являлась сумма квадратов разностей значений скоростей реакций, рассчитанных по программе MCU и с помощью аппроксимационных функций. В дальнейшем в программе расчета скоростей реакций использовали полученные аппроксимационные зависимости, что позволило в сотни раз сократить время расчетов по сравнению с программой MCU. Систему уравнений (6) интегрировали численно с помощью стандартной процедуры STIFBS [9], в которой реализована явно- неявная схема экстраполяционного метода. Процедура STIFBS и процедуры интерфейса между ней и входными и выходными данными, содержащимися в таблице Excel, написаны на языке ФОРТРАН-90. Для возможности работы с ними в офисных приложениях, они включены в динамически подключаемую библиотеку ODE.DLL. Алгоритм расчета концентраций ^3He и ^6Li реализован средствами офисного программирования в электронной таблице Excel на персональной ЭВМ.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для практического применения целесообразно проводить расчеты концентраций ^3He и ^6Li на начало и конец кампаний, т.к. в течение средней по продолжительности кампании (около трех недель) концентрации нуклидов-поглопителей, как показал анализ результатов, меняются незначительно. Такие расчеты выполнены для всех кампаний, начиная с декабря 1997 г. Диапазон значений концентраций ^6Li , накопленного в бериллиевых блоках реактора «МИР» по состоянию на март 2007 г., находится в пределах от $0,530 \cdot 10^{24}$ до $1,135 \cdot 10^{24} \text{ м}^{-3}$, т.е. максимальная и минимальная концентрации отличаются примерно в два раза. Значения концентраций ^3He на ту же дату отличаются на несколько порядков: от $0,002 \cdot 10^{24}$ до $1,107 \cdot 10^{24} \text{ м}^{-3}$. Это различие обусловлено как режимами радиационных нагрузок на блоки, так и сроками их замены.

На рис. 4 в качестве примера приведены изменения рассчитанных концентраций ^3He и ^6Li для двух бериллиевых блоков второго ряда кладки активной зоны (яч. А и яч. В на рис.1) за все время их эксплуатации. Видно, что концентрация ^6Li в этих блоках близка, а концентрация ^3He существенно, более чем в два раза, отличается.

Как уже отмечалось, концентрация ^3He возрастает во время остановок и снижается после выхода на мощность. На рис. 4 видны пики увеличения концентрации ^3He , обусловленные длительными остановками реактора для подготовки экспериментов или на ППР, и быстрое ее снижение в течение последующей кампа-

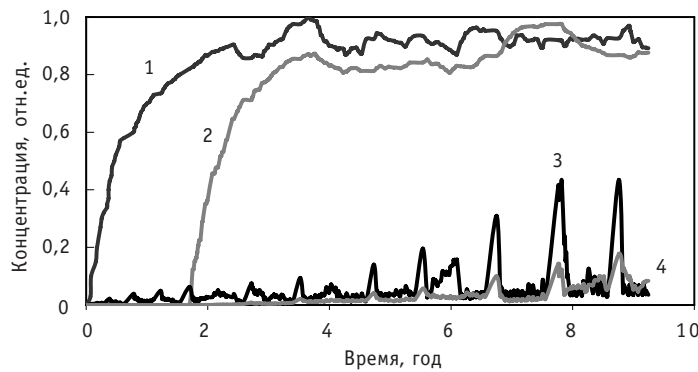


Рис. 4. Изменение средней концентрации ${}^6\text{Li}$: ячейка А(1), В(2) и ${}^3\text{He}$: ячейка А (3), В(4) в бериллиевых блоках за время их эксплуатации

нии. Бывают случаи, когда в ряде блоков концентрация ${}^3\text{He}$ продолжает увеличиваться даже при работе реактора. Это объясняется тем, что мощность ТВС в области размещения данных блоков минимальна и поэтому скорость образования ${}^3\text{He}$ (реакция (4)) превышает скорость его выгорания (реакция (5)).

Полученные значения концентраций ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$ применяют при расчете нейтронно-физических характеристик реактора «МИР» по программам MCU и BERCLI, используемым для расчетного сопровождения его эксплуатации. Результаты выполненных расчетных исследований, а также специально проведенные проверочные эксперименты подтверждают вывод о том, что отравление бериллия влияет на основные нейтронно-физические характеристики реактора. Разработанная и программно реализованная процедура контроля изменения концентрации ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$ в каждом бериллиевом блоке реактора «МИР» позволяет оперативно это учитывать.

Для примера на рис. 5 показано изменение эффективного коэффициента размножения в ходе одной из кампаний реактора «МИР», полученное по программе BERCLI с учетом и без учета отравления бериллия ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$. Как следует из представленных результатов введение в расчетную модель информации о накоплении нуклидов-поглотителей нейтронов с учетом их распределения в блоках активной зоны позволяет существенно повысить точность расчета эффективного коэффициента размножения для реальных кампаний реактора.

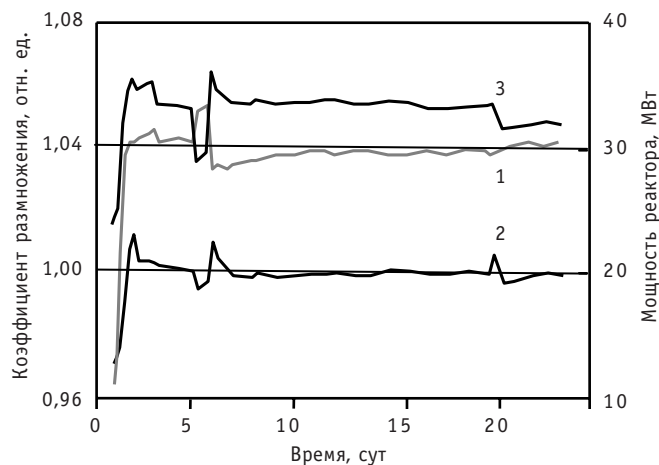


Рис. 5. Изменение мощности (1) и эффективного коэффициента размножения для одной из кампаний реактора «МИР» с учетом (2) и без учета (3) отравления бериллия

Постоянный контроль концентраций ^3He и ^6Li позволяет отслеживать потери реактивности, изменение эффектов реактивности и эффективности органов СУЗ, связанные с неоднородным отравлением различных бериллиевых блоков. Учет распределения концентраций нуклидов-поглотителей по активной зоне реактора повышает достоверность результатов прогнозных расчетов распределения мощности по каналам реактора. Это, в свою очередь, позволяет повысить качество планирования экспериментов и уровень безопасности при эксплуатации реактора «МИР».

Литература

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. – Димитровград: НИИАР, 1991. – 103 с.
2. Бекуриц К., Виртц К. Нейтронная физика. – М.: Атомиздат, 1968.
3. Анисимков О.В., Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора «МИР»//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерная техника и технология. – 1993. – Вып. 1. С. – 49-52.
4. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора «МИР»/Сборник трудов. Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – 1997. – Вып. 4. – С. 57-62.
5. Грачев А.Ф., Ижуртов А.Л., Калыгин В.В. и др. Комплекс работ по усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реактора «МИР»/Сборник докладов Отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов». – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – Т. 1. – С. 240-248.
6. Ванев Ю.Е., Малков А.П., Тихончев М.Ю. Верификация инженерной программы BERCLI на экспериментальных данных с критической сборки реактора «МИР». М1/Сборник трудов семинара «Нейтроника-99». – Обнинск, 2000. – С. 36.
7. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов/Препринт ИАЭ-5837/5, 1994.
8. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981.
9. Press W., Teukolsky S., Vetterling W., Flannery B. Numerical Recipes in FORTRAN 77. The University of Cambridge, 1992.

Поступила в редакцию 12.02.2008

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.5

Method for Analysis of Serviceability of the Measuring System and Software for VVER-1000 In-Core Monitoring \ R.R. Alyev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 9 illustrations. – References, 2 titles.

A method is presented which makes it possible to estimate the serviceability of the measuring system for in-core monitoring. The method also enables comparing the power density distribution of the VVER-1000 reactor core obtained with different software, as well as detecting unreliable readings of the power density detectors and identifying the core abnormal conditions. The method is used for analyzing in-core monitoring data at Kalinin NPP. Unreliable readings of the measuring system have been detected. Comparison of different versions of the in-core monitoring software has also been performed.

УДК 621.039.58

Analysis of Recent Human Reliability Analysis Methods at Nuclear Technologies \ Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages. – References, 11 titles.

In paper consider challenges of modern techniques for human reliability analysis. The fallacy of way to develop methods HRA towards expansions of a list considered performance shaping factors that influencing to personnel performance is shown. Questions of developing of databases on occurrences at the NPP to obtain, on the basis of analysis this information, parameters necessary for performance PRA are mentioned, and also recommendations to organization of such systems are given. Possible classification of operators or crew errors is presented.

УДК 621.039.5

Automated Geometric Characteristic Inspection System of Graphite EGP-6 Reactor \ A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.V. Nahabov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 4 pages, 5 illustrations. – References, 1 title.

The paper presents the automated geometric characteristic inspection system of graphite EGP-6 reactor. System structure and sensor information handling algorithm are described.

УДК 628.31

Sorbition Properties of New Type Alumosilicate Adsorbent \ A.S. Shilina, V.K. Milunchuk; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages, 5 illustrations, 1 table. – References, 5 titles.

The structure and sorbition properties of new type alumosilicate adsorbent was studied. The specific area of the surface sorbent is equal about 700 m²/g, the dimensions of sorbent particles is equal from 2 to 20 mkm, the filled density of the sorbent powder is equal 0.3 g/cm³. The sorbition capacity of the sorbent is equal by the cations (mg/g): calcium – 130, iron – 670, cobalt – 60, nickel – 100, lead – 40 and strontium – 300. The sorbition ability of sorbent keeps to 600°C.

УДК 621.039.524.5

Estimates of Lithium-6 and Helium-3 Nuclei Accumulation in Beryllium Blocks for the MIR Reactor Neutronic Analysis \ V.V. Kalygin, A.P. Malkov, V.V. Pimenov, A.B. Ovchinnikov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages, 5 illustrations. – References – 9 titles.

Neutron irradiation causes reactions in beryllium blocks of the MIR reactor core that leads to an accumulation of ³He and ⁶Li nuclei in them, which have a large thermal neutron capture cross-section. The accumulation of a neutron absorber in the reactor moderator leads to changes in the most important physical characteristics, i.e. reactivity margin, control rod worth, reactivity effects,

and power redistribution. A software algorithm was developed and implemented for on-line ${}^6\text{Li}$, ${}^3\text{H}$ and ${}^3\text{He}$ calculation in each beryllium block of the core. The algorithm enables a forecast of changes in ${}^6\text{Li}$, ${}^3\text{H}$, and ${}^3\text{He}$ concentrations during the reactor operation and shutdowns. The calculated concentrations of ${}^6\text{Li}$, and ${}^3\text{He}$ nuclei are used for calculating neutronic characteristics of the MIR reactor using the MCU and BERCLI codes.

УДК 621.039.526

Methods of Perturbation Theory in Calculations of Reactivity Effects \ A.M. Kuzmin, N.A. Pedan, D.N. Skorohodov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 12 titles.

The paper considers the numerical methods for determination of reactivity effects and their sensitivity factors to variations in technological parameters of nuclear reactors. The computational difficulties arising in use of these methods in numerical studies are also discussed. Capabilities of these methods are illustrated on examples of the problems related with influence of ${}^{232}\text{Th}$ on void reactivity effect and with evaluating the effect errors caused by nuclear data uncertainties for fast reactor loaded with nitride fuel.

УДК 621.039.52:615.849.1

Subcritical Systems for Neutron Capture Therapy \ Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, Eu.S. Matusevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 10 pages, 6 illustrations, 3 tables. – References, 7 titles.

New class of facilities for neutron, and especially for neutron capture therapy (NCT), based on the deep subcritical systems background irradiation by high energy charged particles is supposed. The most promising two of them are picked out. Optimization of the beam removal block is performed in accordance with the NCT quality criteria. Alongside with the outlet flux characteristics forming and studying, the proper shielding is calculated and optimized as well as heat release in subcritical systems and their constituents. Safety and simplicity of the proposed facilities are displayed.

УДК 621.039.51

Experiment-Calculated Activation Rate of Nickel Foils in the Reactor Hall of the BARS-6 Pulsed Reactor \ Yu.A. Kurachenko, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Prokhorov, G.N. Fokin, P.A. Yakubov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 4 titles.

A concise description of the BARS-6 pulse reactor designed for laser and medicobiologic studies is done. The input models of two reactor cores are outlines for the MCNP and KASKAD codes. The coincident fission rates received with these codes are presented. The experimental and calculated data on nickel foil activation in the ${}^{58}\text{Ni}$ (n,p) ${}^{58}\text{Co}$ reaction are compared for a set of 16 detectors placed in a distance from 0 to 190 cm above the core centers. A good coordination of these data is demonstrated. Fast neutron spectra in the nearest and uttermost detectors are presented. A conclusion of input models and calculation data adequacy is postulated.

УДК 621.039.54

The Neutron-Physical Analysis Of Perspective Fuel Cycles Of CANDU Reactors from Points of View of Natural Resources Utilization Effectiveness And Safety Indexes \ Min Min Soe, V.I. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 13 titles.

The paper addresses the topics of advanced fuel cycles in heavy water reactors CANDU types. The comparative analysis of some variants of perspective fuel cycles of CANDU type heavy water reactors from points of view of nuclear fuel utilization effectiveness and influence on safety indexes is carried out. The variants which are based on the usage of low-enriched uranium, mixed oxide (MOX) fuel, the combined fuel cycle on the basis of low-enriched uranium and thorium, and also a combined fuel cycle with a PWR reactors (DUPIC-technology) are considered. Changes of reactors properties, relating to the replacement of heavy water coolant by light water and an opportunity of reduction of need for