

## **ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ТОПЛИВОМ ПЕРВОЙ В МИРЕ АЭС. ОЦЕНКА КОЛИЧЕСТВА И АКТИВНОСТИ РАО, ОБРАЗОВАННЫХ В РЕЗУЛЬТАТЕ РАЗДЕЛКИ ОТВС**

**Д.П. Масалов**

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



После разделки ОТВС в «горячей» камере образуются радиоактивные отходы (РАО), которые сбрасываются в расположенное под «горячей» камерой хранилище. После окончательной разделки ОТВС (к концу 2005 г.) в хранилище будут находиться 24,5 т графитовых втулок активностью 1,26 ТБк и 8,2 т стальных РАО активностью 262 ТБк. В соответствии с концепцией вывода из эксплуатации Первой АЭС хранилище подлежит локализации для длительного сохранения под наблюдением.

29 апреля 2002 г. Первая в мире АЭС после 48 лет эксплуатации была остановлена. В настоящее время на ней ведутся подготовительные работы по выводу ее из эксплуатации с целью приведения ее в ядерно и радиационно безопасное состояние. Одной из основных проблем при этом является проблема обращения с отработавшим топливом.

За время эксплуатации исследовательского реактора (ИР) АМ (Первой в мире АЭС) было облучено 2038 штатных и экспериментальных сборок. В качестве ядерного топлива штатных сборок ИР АМ использовались уран-молибденовый сплав и двуокись урана с обогащением по урану-235 от 5 до 10%, диспергированных в магниевой матрице. Отработавшие ТВС первоначально хранились в приреакторных бассейнах выдержки – емкостях 9 и 11. После определенной выдержки ТВС подвергались разделке в предусмотренном проектом помещении 45 – горячей камере, оснащенной специальным оборудованием. Под горячей камерой расположено помещение 12, в которое сбрасываются через отверстие ? 95 мм в потолке фрагменты разделанных изделий (рис. 1).

За время эксплуатации ИР АМ большая часть ОТВС была разделана и их твэлы уже отправлены на хранение в центральное хранилище института. Для получения лицензии на вывод из эксплуатации ИР АМ согласно нормативной документации необходимо завершить работы по разделке ОТВС и вывозу из здания ИР всего ядерного топлива штатных и экспериментальных сборок. Образовавшиеся РАО останутся в могильнике горячей камеры на длительное хранение. При этом необходимо оценить их количество и активность, которые определяются общим количеством разделяемых ОТВС, временем облучения в реакторе, выдержкой и технологией разделки, которая сводится к следующему (рис. 2):

---

© Д.П. Масалов, 2005

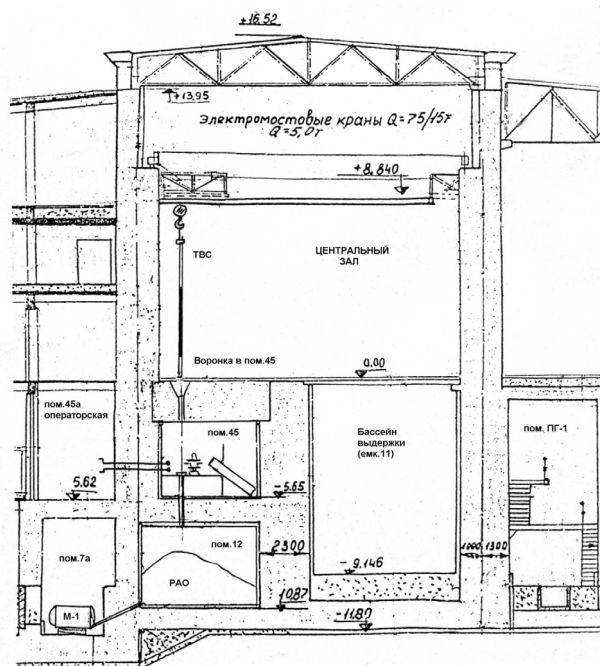


Рис. 1. Разрез здания реактора АМ

- отрезается хвостовик (рис 2, рез I–I); в результате чего графитовые втулки свободно соскальзывают по 5 трубкам и падают в хранилище радиоактивных отходов, расположенное под горячей камерой;

- вырезаются твэлы (рис. 2, рез II–II), которые пакуются в гильзу и отправляются в хранилище ОЯТ института;

- оставшаяся центральная трубка (до реза II–II, включительно) разрезается на куски длиной ~600 мм, которые сбрасываются в хранилище РАО.

Оставшаяся верхняя часть ОТВС длиной 3350 мм (выше реза II–II) – «головка ТВС» – извлекается в реакторный зал, где разрезается на две части, которые затем упаковываются в полиэтиленовую пленку и отправляются на захоронение в цех РАО («могильник»).

При разделке одной ТВС образуются следующие остатки (фрагменты ОТВС), которые сбрасываются в помещение 12:

- хвостовик ( $\varnothing 63$  мм,  $L \approx 600$  мм), сталь (12Х18Н10Т) ~ 2,386 кг, графит ~ 0,48 кг;
- трубки центральные  $\varnothing 15 \times 0,6$  (12Х18Н10Т),  $L \approx 600$  мм общей массой ~ 0,587 кг;
- трубки периферийные  $\varnothing 12 \times 1$  (12Х18Н10Т),  $L \approx 600$  мм общей массой ~ 0,835 кг;
- короткие куски труб (12Х18Н10Т)  $\varnothing 12 \times 1$ ,  $\varnothing 15 \times 0,6$ ,  $\varnothing 63 \times 0,8$  общей массой ~ 0,192 кг;
- графитовые втулки  $\varnothing 65$  мм,  $L \approx 150$  мм (20 шт.) общей массой ~ 11,52 кг.

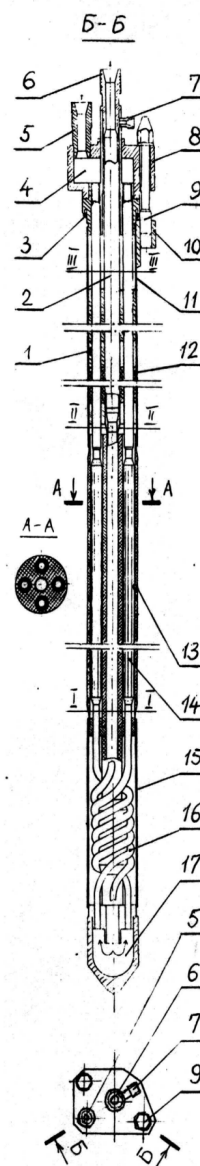


Рис. 2. Конструкция ТВС реактора АМ: 1 – втулки металлические; 2 – трубка центральная; 4 – камера выходная; 5 – штуцер для отвода охлаждающей воды; 6 – штуцер для подвода охлаждающей воды; 7 – штуцер для подачи азота в кладку реактора; 8 – головка твс; 11 – чехол стальной верхний  $\varnothing 63 \times 0,8$ ; 12 – втулки графитовые в стальном чехле; 13 – втулки графитовые твэльные; 14 – твэл; 15 – чехол стальной нижний; 16 – компенсатор; 17 – камера распределительная

Вычислены активности продуктов активации стальных и графитовых РАО, образующихся после разделки всех ОТВС, облучавшихся в реакторе за весь период эксплуатации реактора на мощности ( $T_{\text{календ.}} = 17323$  сут,  $T_{\text{эфф}} = 3650,4$  эфф.сут,  $N_{\text{ном}} = 30$  МВт).

Для расчетов приняты приведенные ниже усредненные параметры:

1) реактор работал в режиме:  $T_N = 60$  сут на мощности  $N_{\text{ср}} = 9,5$  МВт;  $T_c = 30$  сут остановка на перегрузку и ППР;  $T = T_N + T_c = 90$  сут.

2) до конца 2002 г. ежегодно в течение 45 лет после выдержки  $t_{\text{выд}} = 0,5$  г. разделялось по 42 ОТВС, отработавших кампанию  $t_{\text{камп}} = 3$  г.

3) в течение последующих трех лет будут разделаны оставшиеся 148 ОТВС, хранящихся в бассейнах выдержки в течение (в среднем)  $\sim 30$  лет.

При изложенных выше предпосылках, для двухзвенных цепочек (стартовый изотоп – конечный продукт активации) после разделки 42 ОТВС за первый год в пом. 12 поступят РАО с удельной активностью  $i$ -го нуклида  $a_{1i}$ , за счет активации химических элементов конструкционных материалов ТВС – стали 12Х18Н10Т и графита, включая микропримеси, которая вычисляется по формуле (1):

$$a_{1i} = a_{0i} \frac{1 - e^{(-\lambda_i T + \sigma_{i1} \Phi T_N) n}}{1 - e^{-\lambda_i T + \sigma_{i1} \Phi T_N}} e^{-\sigma_{i1} \Phi T_N (n-1)} e^{-\lambda_i t_{\text{выд}}}, \quad (1)$$

где  $n$  – число членов геометрической прогрессии (количество 90 – суточных циклов «работа на мощности – ППР» за кампанию),  $n = 3$  года  $\times 365$  сут/год / 90 сут  $\approx 12$ ;

$$a_{0i} = \frac{P_{\text{еесм}} P_{\text{из}} \Phi \sigma_{i1} N_A (e^{-(\lambda_i + \sigma_{i2} \Phi) T_N} - e^{-\sigma_{i1} \Phi T_N})}{A_i (\sigma_{i1} \Phi - \lambda_i - \sigma_{i2} \Phi)} \lambda_i; \quad (2)$$

$\sigma_{i1}$  – сечение активации исходного изотопа;  $\sigma_{i1\text{выг}}$  – сечение выгорания исходного изотопа;  $N_A$  – число Авогадро;  $A$  – атомный номер элемента;  $P_{\text{еесм}}$  – распространенность активируемого изотопа в химическом элементе;  $P_{\text{з}}$  – содержание элемента в конструкционном материале.

Активность  $A_{2002i}$  и удельная активность  $a_{2002i}$ ,  $i$ -го нуклида в п. 12 после последней (45-й) разделки (на 31.12.2002 г.) равны

$$a_{2002i} = \frac{a_{1i}}{45} \frac{1 - e^{-\lambda_i \cdot 45 \text{ лет}}}{1 - e^{-\lambda_i \cdot 1 \text{ год}}}, \quad (3)$$

здесь  $\lambda_i$  выражены в год<sup>-1</sup>;

$$A_{2002i} = a_{2002i} \cdot m_{\text{ст(гр)}} \cdot 1886, \quad (4)$$

здесь 1886 – количество разделанных к 12.2002 г. ОТВС;  $m_{\text{ст(гр)}}$  – масса стали (графита) в РАО, поступающих после разделки одной ТВС.

Выражения (1) и (3) представляют собой формулы для сумм геометрических прогрессий со знаменателями  $e^{-\lambda_i T + \sigma_{i1} \Phi T_N}$  и  $e^{-\lambda_i \cdot 1 \text{ год}}$  соответственно.

В расчетах использованы результаты анализов содержания микропримесей в пробах, отобранных из ОТВС (сталь 12С18Н10Т, графит), которые наряду с литературными данными приведены в таблице (звездочками отмечены результаты, полученные автором).

Элемент	Co	Fe	Ag	Ca	Ni	Cl	N	Cs	Eu	Li
Содержание элемента в графите, ppm	0,035*	10*	0,1	15	0,06*	25	100	0,01*	0,0065*	0,015

Поскольку графитовая кладка ИР АМ подпитывалась азотом, принято, что азот полностью заполнил поры в графите, которые занимают объем, обусловленный раз-

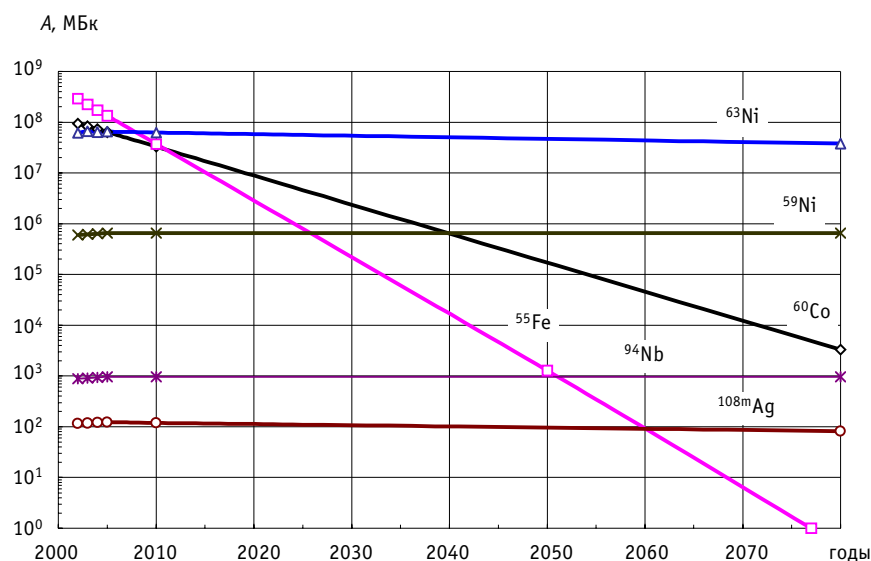


Рис.3. Активность стальных РА0 в помещении 12 на конец 2002 г. и последующие годы (масса на конец 2005 г. ~ 8,2 т)

ностью теоретической ( $2,25 \text{ г/см}^3$ ) и реальной ( $1,5 \text{ г/см}^3$ ) плотностей графита. При таком содержании азота в графите образование  $^{14}\text{C}$  идет, в основном ( $\sim 90\%$ ), по реакции:  $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ .

Активности основных долгоживущих продуктов деления  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  вычислены с учетом среднего значения удельных активностей (УА)  $^{137}\text{Cs}$  в пробах графита из 18 ячеек кладки реактора; предположения, что скорость поступления  $^{137}\text{Cs}$  в кладку постоянна; имеющей место корреляции между УА  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в графите промышленных уран-графитовых реакторов (отношение  $0,5 \div 0,6$ ).

Изменения во времени величин активностей стальных и графитовых РА0, накопленных во временном хранилище ИР АМ после разделки ОТВС, суммарные активнос-

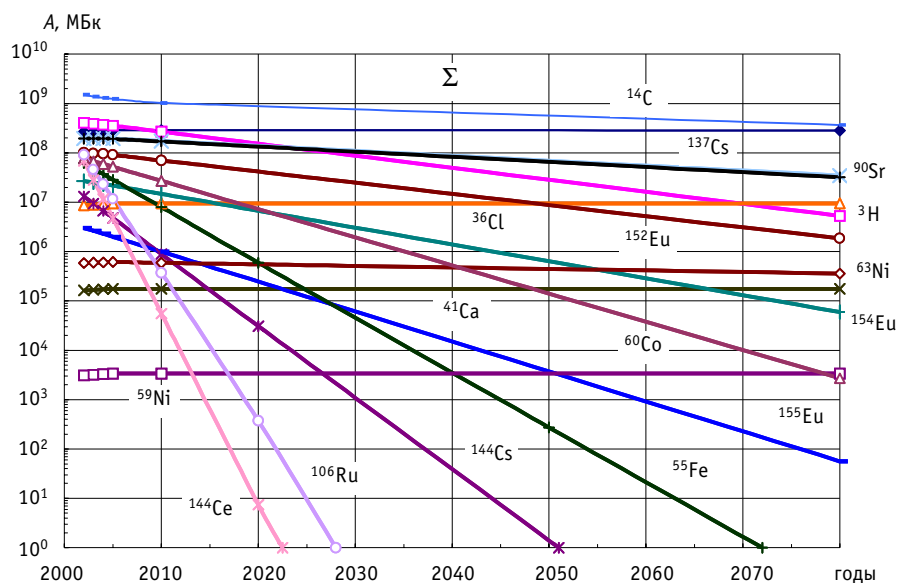


Рис.4. Активность графитовых РА0 в помещении 12 на конец 2002 г. и последующие годы (масса на конец 2005 г. ~ 24,5 т)

ти нуклидов, а активности различных фрагментов (даже имеющих приблизительно одинаковые размеры и массу) отличаются до трех порядков в зависимости от кампании разделяваемой ТВС, степени загрязнения ее продуктами деления; времени выдержки и координат расположения фрагментов относительно центра активной зоны представлены на рис. 3 и 4.

Активность стальных (графитовых) РАО снизится за 70 лет приблизительно в 3,5 (2,8) раза и будет определяться в основном  $^{63}\text{Ni}$  ( $^{14}\text{C}$ ). Вычисленный суммарный керма-эквивалент РАО в помещении 12 снизится за 70 лет на 4 порядка и составит в 2080 г.  $\sim 1,1 \text{ мкГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}$ ; (для стальных РАО он будет определяться  $^{60}\text{Co}$  и составит  $0,28 \text{ мкГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}$ ; для графитовых РАО –  $^{137}\text{Cs}$  и составит  $0,82 \text{ мкГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}$ ).

В соответствии с проектом вывода из эксплуатации ИР АМ помещение 12 с находящимися в нем РАО (графитовые втулки  $\sim 24,5 \text{ т}$ , стальные трубки  $\sim 8,2 \text{ т}$ ) будет локализовано для длительного ( $\sim 70$  лет) хранения под наблюдением путем герметизации существующих проходок и проемов с помощью бетона и эпоксифуранового консерванта «F».

Поступила в редакцию 16.11.2004

of fuel subassemblies; decontamination of reactor production rooms and equipment;  $\bar{D} \sim 13$ ; 8 mSv.  
1972–1986, 1989–1997, 2000–2002 – normal operation of reactor;  $\bar{D} \sim 5$  mSv.

#### УДК 621.039.514

*About One Exact Solution of Kinetics Equation* \M.V. Kaschev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

Exact analytical solution of kinetics equation taking into account one weighted average delayed neutron group under line reactivity introduction was got.

#### УДК 621.039.5

*A Study of Physical Characteristics of Light-Water Reactor Loaded with (Th-U-Pu) Oxide Fuel* \G.G. Kulikov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev, V.A. Apse; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 3 illustrations, 6 tables. – References, 12 titles.

The paper is devoted to analysis of weapon-grade plutonium utilization by its introduction into homogenous uranium and neptunium dioxides and irradiation in LWR. Main attention is given to proliferation protection of uranium-233, which is produced in neutron irradiation of thorium and may be used in multi-cycle LWR operation regime. Coolant temperature reactivity coefficients are determined for the established and non-established fuel cycles.

#### УДК 621.039.516

*About the Resonance Self-Shielding for Radioactive and Fission Capture of Uranium-235* \O.N. Pavlova, V.A. Doulin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 8 illustrations, 3 tables. – References, 10 titles.

Unexpected dependence of reactivity of uranium-235 samples on size of fast critical assembly BFS-79-5 whose softened spectrum was discovered in case uranium-235 samples enriched up to 90%. For small sample sizes its reactivities are negative. The analysis of this dependence has shown that values listed in ABBN – 93 can be predicted by calculations under following conditions:

- the effects of resonance self-shielding for radiative capture must be much lower for low values  $\sigma_0$ ;
- in accordance with the last microscopic experiments, group neutron cross-section of radiative capture must be larger in the resonance energy region.

#### УДК 621.039.54

*The Comparing Analysis of Different High Burnup Achievement Modes in Reactor Systems without Additional Absorbers* \V.I. Savander, M.A. Uvakin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 1 illustration, 1 table. – References, 5 titles.

This work deals with comparing analysis of two different excess reactivity compensation modes in reactors without additional absorbers: uninterrupted reloads of nuclear fuel and operating neutron spectrum. This task was solved by preparing simple model of nuclear fuel burning process in heavy-water reactor with adjusted critical conditions. Such model allows calculating achievable burnup of nuclear fuel. This work contains the description of model, calculating scheme, and comparing analysis of obtained results.

#### УДК 628.4.047

*Handling of Spent Fuel of the First NPP* \D.P. Masalov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 4 pages, 4 illustrations, 1 table.

For cutting of spent fuel subassemblies in «hot» cell radioactive graphite and steel wastes are formed. By the end of 2005 graphite wastes (24,5 t, 1,26 TBk) and steel wastes (8,2 t, 262 TBk) will be

in waste store. According to the accepted concept of the First NPP decommissioning waste store will localize for a long time - term conservation under monitoring.

#### **УДК 621.039.564**

*To a Question of Metrological Ensuring of Determination of Burnup of the Irradiated Nuclear Fuel an Overload* \S.G. Oleynik O. V. Maslov, L.L. Kalnev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages. – References, 13 titles.

Questions of metrological ensuring of a procedure of the determination of burnup of the irradiated nuclear fuel in real time an overload are considered. Feature of a procedure consists in that, that for account of burnup is not required preliminary knowledge of initial enrichment and cooling time. Determined sources of inaccuracy, stages of information handling, which can bring about the appearance of additional inaccuracy. The carried out analysis has allowed to estimate inaccuracy value of determination of burnup and to offer ways of decrease of a inaccuracy.

#### **УДК 621.039.52**

*Closed and Insulated (on site) Fuel Cycle of Nonconventional Fast Reactor* \G.B. Usynin, A.A. Kravchenko, S.G. Usynina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 4 illustrations, 2 tables. – References, 7 titles.

The analysis of fuel cycle closed on site for pebbly bed fast reactor is carried out. The opportunities of deep burnout of slag-heap uranium are discussed. Two variants are considered: with the mixed U-Pu fuel composition and with separate accommodation of plutonium and uranium nitrides in different fuel elements. Conditions of achievement in the closed fuel cycle of zero balance of plutonium are shown.

#### **УДК 621.039.5**

*Experimental Investigations in the Substantiation of Application of Eutectic Li (17) Pb (83) in Blanket of Tokamak* \A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, V.L. Constantinov, O.V. Baranova, S.A. Cuzminich; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 8 pages, 8 illustrations, 2 tables. – Reference, 2 titles.

The experimental data received at a substantiation of application of eutectic Li (17) Pb (83) in power contour of system of transformation by thermal energy blanket tokamak presented. Dependences of the electrophysical characteristic –  $\rho\delta$  electroinsulating coating from regime and other parameters are determined. Probes carried out on samples from an austenitic steel, over the range temperatures up to 500°C, the contents of an impurity of oxygen in coolant on a saturation line etc.

#### **УДК 621.039.52:615.849.1**

*Heavy Water Reactor Abilities in Neutron Therapy of Malignant Tumors* \Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, V.A. Levchenko, Eu.S. Matusevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 4 illustrations, 3 tables. – References, 13 titles.

Utilization possibility of the HWR neutron beams in neutron therapy was analyzed. Calculation series were performed in order to provide optimal beam channel arrangement and filter materials for desired beam output quality. It was stated that the HWR capacity of 50 MW is enough to ensure thermal neutron beam, suitable for neutron therapy.