

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ OPERATION OF FACILITIES NUCLEAR INDUSTRY

УДК: 621.311.25: 004.42


<https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-12>

EDN WNWUKJ

Оригинальная статья / Original paper



Определение минимального времени выдержки профилированных кассет на Армянской АЭС с учетом графика нагрузки

М.Т. Акобян^{1,2}  , А.И. Ксенофонтов² , С.А. Саргсян¹ , Ш.Б. Умаров³¹ Армянская атомная электростанция, г. Мецмор, Республика Армения² Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация³ Ташкентский филиал Национального исследовательского ядерного университета, г. Ташкент, Республика Узбекистан marine_h@mail.ru






Аннотация. Определение минимально необходимого времени выдержки профилированных кассет на Армянской АЭС с учетом графика нагрузки, является необходимым условием безопасной эксплуатации профилированных кассет, используемых в активном энергетическом процессе, протекающем на атомной станции. При осуществлении вышеуказанного процесса, учет и контроль факторов, связанных с изменениями в электроэнергетической нагрузке на станцию в различные периоды времени, является обязательным условием безопасной эксплуатации. В рамках данного научного исследования проводится анализ технических характеристик профилированных кассет, а также рассматривается влияние их технических характеристик на производительность АЭС. Важными аспектами, на которые оказывает влияние время выдержки, являются: безопасность эксплуатации, соответствие нормативным требованиям, расчет отвода тепла в соответствии с графиком нагрузки. Эта работа нацелена на обеспечение оптимальной и безопасной эксплуатации отработавших тепловыделяющих сборок, адаптированной к условиям выдержки и отраженную в графике нагрузки, что в свою очередь способствует более эффективному функционированию атомной станции. Данное исследование направлено на обоснование минимально необходимого времени выдержки профилированных ядерных кассет, характеризующихся средним обогащением урана на уровне 3,82% и средним выгоранием по высоте, составляющим 45,7 мегаватт-суток на килограмм урана (МВт сут./кгU). Расчеты проводились с использованием программы ORIGEN-ARP, входящей в пакет программ SCALE, предназначенный для анализа и моделирования протекания ядерных процессов. Для обоснования минимального времени выдержки кассет были, в первую очередь, учтены следующие параметры: состав ядерных кассет и выгорание топлива. Также было произведено моделирование описываемого процесса на основании полученных расчетных данных и анализ безопасности и эффективности исследуемого процесса. Цель настоящего научного исследования заключается в анализе результата, достигнутого при определенном времени выдержки ядерных кассет, с учетом установленных параметров. Для достижения заявленной цели используются современные методы вычислений, предоставляемые программой ORIGEN-ARP, входящей в состав программного комплекса SCALE. Полученные в ходе исследования результаты способны внести значительный вклад в процесс улучшения эффективности и безопасности эксплуатации ядерных энергетических установок.

Ключевые слова: АЭС, атомная энергетика, радиационная безопасность, расчет остаточного энерговыделения, программа ORIGEN.

Для цитирования: Акобян М.Т., Ксенофонтов А.И., Саргсян С.А., Умаров Ш.Б. Определение минимального времени выдержки профилированных кассет на Армянской АЭС с учетом графика нагрузки. *Глобальная ядерная безопасность*. 2024;14(1):93–100. <https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-12>

For citation: Hakobyan M.T., Ksenofontov A.I., Sargsyan S.A., Umarov Sh.B. Determining the minimum required cooling time for profiled assemblies at the Armenian Nuclear Power Plant taking into account the load schedule. *Global nuclear safety*. 2024;14(1): 93–100. (In Russ.) <https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-12>

Determining the minimum required cooling time of profiled assemblies at the Armenian Nuclear Power Plant taking into account the load schedule

Marine T. Hakobyan^{1,2}  , Alexander I. Ksenofontov² , Sos A. Sargsyan¹ ,
Shohmirzo B. Umarov³¹ HAEK CJSC, Metsamor, Republic of Armenia² National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation³ Branch of National Research Nuclear University MEPhI in Tashkent, Tashkent, Republic of Uzbekistan marine_h@mail.ru

Abstract. Determining the minimum required cooling time of profiled assemblies at the Armenian Nuclear Power Plant, taking into account the load schedule, is an analytical process to establish the shortest required period during which profiled assemblies used in the nuclear power plant energy process must remain in active use. This process considers factors related to changes in the electrical load on the station during different periods. Within the scope of this definition, an analysis of the technical characteristics of profiled assemblies is conducted as well as their impact on the overall performance of the nuclear power plant. Key considerations in the cooling time include operational safety, compliance with regulatory requirements, and efficient distribution of energy resources in accordance with the load schedule. The goal of this process is to ensure optimal and safe operation of profiled assemblies, adapted to changes in the electrical grid and aligned with the load schedule, thereby contributing to the more efficient functioning of the nuclear power plant. This study aims to substantiate the minimum required cooling time for profiled nuclear assemblies characterized by an average uranium enrichment of 3.82% and an average burnup of 45.7 Megawatt-days per kilogram of uranium (MWD/kgU). Calculations are performed using the ORIGEN-ARP program, part of the SCALE software package designed for the analysis and modeling of radioactive and nuclear processes. The study considers parameters such as the composition of nuclear assemblies, fuel burnup, modeling using the ORIGEN-ARP program, and safety analysis. The results obtained aim to make a significant contribution to enhancing the efficiency and safety of nuclear energy installations.

Keywords: Nuclear power plant, nuclear energy, radiation safety, residual heat release calculation, ORIGEN program.

Введение

Проекты реакторных установок первого поколения (знаменитые ВВЭР-440) – а именно, В-179, В-230 и В-270 – первоначально разрабатывались в условиях отсутствия четко определенных положений и нормативов, которые бы регламентировали правила безопасности атомных станций и включали бы в себя нормы и стандарты, утвержденные на государственном уровне для Армянской АЭС [1]. Главным приоритетом в обеспечении безопасности рассматриваемых проектов было недопущение серьезных нарушений герметичности первого контура, которые могли бы привести к значительному сбою в процессе охлаждения активной зоны реактора.

Для обеспечения безопасности реактора, проектирования внутреннего транспортно-технологического тракта, включающего в себя размещение перегрузочного оборудования для транспортировки отработавших тепловыделяющих сборок, а также для безопасного обращения с радиоактивными отходами, необходимо проводить расчетное прогнозирование остаточного энерговыделения тепловыделяющих сборок (далее – ТВС). Прежде чем непосредственно перейти к рассмотрению актуальности прогнозирования энерговыделения, рассмотрим несколько подробнее уже упомянутые выше понятия: «тепловыделяющие сборки» и «остаточное энерговыделение».

Итак, ТВС представляют собой один из ключевых компонентов ядерного реактора, состоят из некоторого количества тепловыделяющих элементов и отвечают за генерацию тепла, образующегося в результате ядерного деления. Эскиз кассеты предоставлен на рисунке 1. Остальные параметры ТВС [2] приведены в таблице 1.

В качестве графика нагрузки в данной статье предполагается рассмотреть фактическую историю облучения ТВС со средним обогащением 3,82% на Армянской АЭС реактора ВВЭР-440 в период с 2018 по 2022 годы. В таблице 2 приведены данные, отражающие длительность облучения кассеты в реакторе при полной мощности его работы.

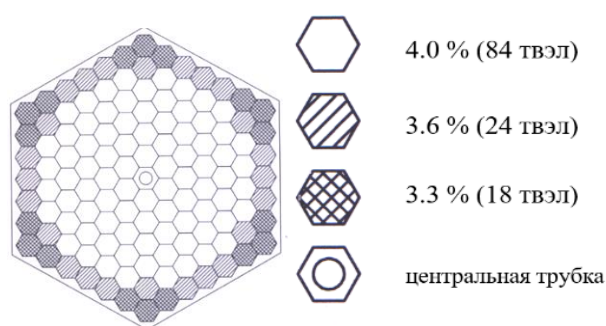


Рисунок 1. Эскиз кассеты¹
Figure 1. Assembly drawing¹

Таблица 1. Характеристики ТВС¹
Table 1. Fuel Assembly Characteristics¹

№п/п	Тип характеристики	Значение
1	Среднее обогащение топлива, %	3,82
2	Вес урана в кассете, кг	120,2±2,5
3	Шаг между ТВЭлами, см	1,23
4	Размер под ключ, мм	145
5	Диаметр ТВЭла, мм	9,1/7,73
6	Эффективная высота топливного столба в холодном состоянии, мм	2420±10
7	Диаметр топливной таблетки, мм	7,57/1,4
8	Плотность таблеток, г/см ³	10,4÷10,7

Таблица 2. График нагрузки²
Table 2. Load schedule²

№ загрузки	№ кассеты	Длительность загрузки, эфф. сут.	Длительность загрузки, сут.	Длительность ППР, сут.
25	24	253	321	42

¹ Основные физико-технические характеристики ВВЭР-440. – Режим доступа: <https://inis.iaea.org> (дата обращения: 03.01.2024)

² ARMENIAN-2. Operational <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=2> (дата обращения: 03.01.2024)

Остаточное энерговыделение, возникающее вследствие радиоактивного распада облученных топливных элементов после их извлечения из реактора, представляет собой один из важнейших факторов стабильной работы реактора, поскольку избыток тепла способен привести к перегреву и повреждению тепловыделяющих сборок, если не будет контролироваться и отводиться должным образом.

Отсюда следует, что необходимость прогнозирования уровня остаточного энерговыделения играет решающую роль в процессе принятия решений при обращении с отработанным ядерным топливом, а также должно учитываться в процессе разработки и модернизации технологий, касающихся безопасного хранения и транспортировки ядерных материалов. Согласно расчетам исследователей, существует необходимость обеспечить точность прогнозирования остаточного энерговыделения облученных топливных сборок с погрешностью не более 10% в течение периода охлаждения от нескольких секунд до нескольких месяцев [3]. Точность прогнозирования остаточного энерговыделения облученных топливных сборок является критически важным фактором, напрямую влияющим как на обеспечение надежности и эффективности функционирования ядерных энергетических систем, так и на обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными материалами.

Главная цель вышеупомянутых исследований заключается в выявлении и обосновании оптимальных начальных условий, которые способствовали бы фиксации реалистичных показателей, полученных в ходе проведения анализа теплогидравлических процессов, с учетом граничных показателей, для обеспечения безопасного процесса эксплуатации реактора. Также, согласно исследуемым источникам, известно, что дополнительно велись серии исследований, касающиеся обоснования нейтронно-физических характеристик ядерного реактора, основывающиеся на расчетно-аналитических данных и направленные на повышение уровня безопасной эксплуатации ядерных установок.

В рамках настоящей исследовательской работы были рассмотрены ключевые параметры остаточного энерговыделения в тепловыделяющих сборках с последующим анализом методов, применяющихся для расчета и прогнозирования уровня остаточного энерговыделения, с целью уменьшения погрешностей получаемых экспериментальных данных, необходимых для разработки и реализации мер по безопасному обращению с тепловыделяющими сборками и обеспечения стабильной работы ядерных реакторов. Настоящее исследование включает в себя попытку отразить зависимость остаточного энерговыделения от времени выдержки, при помощи программного обеспечения ORIGEN-ARP из расчетного комплекса SCALE, предназначенного для решения подобных задач [4]. Полученные результаты могут найти свое практическое применение при конструировании более безопасных в эксплуатации ядерных установок нового типа с повышенной эффективностью работы.

Методика расчета остаточного энерговыделения

Одним из ключевых аспектов, требующих пристального внимания физиков-ядерщиков, является проведение расчетов остаточного энерговыделения, поскольку определение параметров остаточного энерговыделения является необходимым при оценивании минимального времени выдержки топлива для безопасного перехода на сухое хранение [5].

Для определения остаточного энерговыделения существует несколько расчетных методик, выбор которых зависит от различных факторов. В том случае, когда известен изотопный состав отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), энерговыделение может быть рассчитано с использованием следующей формулы (1)³:

$$Q_{all}(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \rho_i(t) E_i^{all}, \quad (1)$$

где E_i^{all} – полная энергия, выделяющаяся в распаде i -го изотопа без учета энергии нейтрино, Дж.;

λ_i – постоянная распада i -го изотопа;

ρ_i – концентрация i -го изотопа;

E_i^{all} – значение представлены в файлах оцененных ядерных данных⁴.

Для оценки мощности энерговыделения нередко прибегают к использованию упрощенных формул, которые позволяют проводить ускоренные расчеты, не пренебрегая особенностями изотопного состава ядерного топлива, а также иными параметрами, оказывающими влияние на энерговыделение. В качестве примера подобных формул можно привести формулы Вигнера (2) и Вея (3), которые получили широкое распространение при проведении вышеописанных расчетов⁵:

$$\frac{Q_{B,Y}}{Q_0} = 6,5 \cdot 10^{-2} [\tau_c - 0,2 - (T_c + T)^{-0,2}], \quad (2)$$

$$\frac{Q_{B,Y}}{Q_0} = 6,5 \cdot 10^{-3} [\tau_c - 0,2 - (T_c + T)^{-0,2}], \quad (3)$$

³ Давиденко Н.Н., Куценко К.В., Тихомиров Г.В., Лаврухин А.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами в атомной энергетике. – Москва: Московский инженерно-физический институт, 2007. – 136 с. – Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01004101808> (дата обращения: 04.01.2024)

⁴ Колесов В.В., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В. Файлы ядерных данных и их использование в нейтронно-физических расчетах. – Москва: МИФИ, 2014. – 68 с. – Режим доступа: <https://z-library.se/book/3061691/3b9770> (дата обращения: 04.01.2024)

⁵ Савандер В.И., Увакин М.А. Физическая теория ядерных реакторов. Часть 1. Однородная размножающая среда и теория гетерогенных структур. – Москва: МИФИ, 2007. – 200 с. – Режим доступа: [https://dl.booksee.org/genesis/791000/e087b83ad212dea51d83d87a3d448d47/as/\[V.I.Savander,M.A.Uvakin\].FIZICHESKAYA.TEORIYA.\(BookSee.org\).pdf](https://dl.booksee.org/genesis/791000/e087b83ad212dea51d83d87a3d448d47/as/[V.I.Savander,M.A.Uvakin].FIZICHESKAYA.TEORIYA.(BookSee.org).pdf) (дата обращения: 04.01.2024)

где $Q_{\beta,\gamma}$ – остаточное энерговыделение через время τ_c после остановки;

Q_0 – мощность реактора до остановки, на которой он работал в течение времени T .

В формуле (2) время работы и время простоя реактора выражено в секундах, в формуле (3) – в сутках, а $Q_{\beta,\gamma}$ и Q_0 – в одинаковых единицах мощности. Формулы (2) и (3) – приближенные. При времени выдержки, превышающем 10 суток, с помощью указанных выше формул, получают завышенные оценки энерговыделения.

Методология

Для проведения расчетной части настоящего исследования применялся точечный код расчета выгорания и распада ORIGIN, разработанный в Ок-Риджской национальной лаборатории (англ. – Oak Ridge National Laboratory, США, штат Теннесси).

Данный тип кода нашел широкое применение в ядерной инженерии, в основном благодаря возможности анализа и прогнозирования трансмутационных процессов, протекающих в ядерных материалах при различных условиях и времени эксплуатации. Код ORIGIN часто применяется для оценки остаточного энерговыделения, состава ядерных отходов и других параметров, важных для безопасности и эффективности работы ядерных установок – в частности для расчета изменения состава и уровня радиоактивности топливных элементов, продуктов деления, конструкционных особенностей материалов в ядерных реакторах. ORIGIN-ARP представляет собою расширенную версию ORIGIN⁶, новую аналитическую последовательность SCALE для определения характеристик отработанного топлива, анализа и расчета производных функций активации для различных приложений, таких как расчет радиационных характеристик материалов в ядерных установках. Поскольку необходимые для расчетной части исследовательской работы нейтронно-физические константы отсутствовали в малоугрупповой системе констант FastCons, было принято решение осуществить расчет констант при помощи пакета программ TRITON-4⁷. Выбор конкретного программного обеспечения для проведения расчетной части исследования обусловлен спецификой TRITON-4, поскольку используемое программное обеспечение предназначено для расчетов нейтронно-физических характеристик рабочих кассет ядерного реактора, подвергшихся профилированию обогащения.

Также необходимо отметить, что основное преимущество программы ORIGIN перед другими программами состоит в возможности представления полной матрицы изотопных переходов без количествен-

ных ограничений на число переходных цепочек. Это стало возможным благодаря рациональному применению матричного экспоненциального метода с рекурсивным отношением, который требует хранения только двух добавочных векторов к вектору решения. ORIGIN используется для проведения детального расчета нуклидного состава ТВС после облучения.

Визуальное отображение создания библиотеки реакторов ORIGIN с помощью пакета SCALE представлено на рисунке 2.

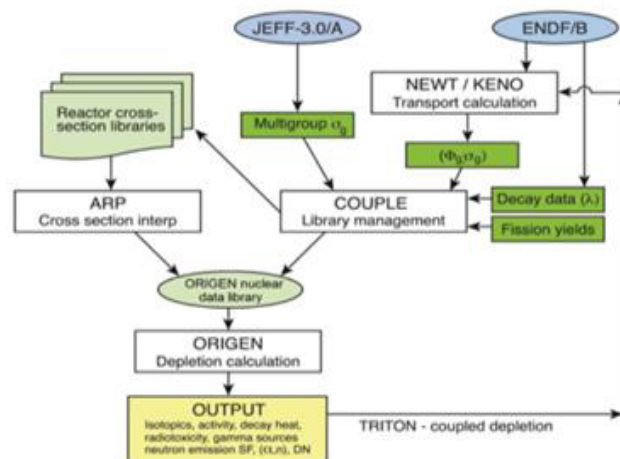


Рисунок 2. Создание библиотек реакторов ORIGIN с помощью SCALE

Figure 2. Generating ORIGIN reactor libraries WITH SCALE

Аксиальное распределение выгорания

При осуществлении расчета остаточного энерговыделения была использована программа ORIGIN-ARP пакета программ SCALE 6.1. Как уже было упомянуто выше, для получения расчетных данных нейтронно-физических констант, чье значение находится в прямой зависимости от глубины выгорания для профилированных кассет со средним обогащением 3,82%, были рассчитаны с использованием программного пакета TRITON-4, ввиду отсутствия библиотеки требуемых констант. В ходе осуществления расчетов, в качестве временного интервала был принят условный срок равномерного выгорания кассеты, составляющий четыре года, который не превышает фактический срок облучения кассет. Повысотное распределение выгорания представлено в таблице 3.

Таблица 3. Повысотное распределение выгорания [составлено авторами]

Table 3. Altitude distribution of burnup [compiled by the authors]

Номер узла	Распределение выгорания по высоте для кассеты со средним выгоранием 45.7 Мвт сут./кгU	Распределение выгорания по высоте с учетом коэффициента запаса
1.	19.49	20.37
2.	23.51	24.57
3.	28.70	29.99
4.	32.96	34.44
5.	36.38	38.02
6.	39.21	40.97

⁶ SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. ORNL/TM-2005/39. Version 5. Vols. I-III. April 2005.

⁷ U.S. N.R.C SCALE/TRITON Primer: A Primer for Light Water Reactor Lattice Physics Calculations NUREG/CR-7041. P. 278.

Номер узла	Распределение выгорания по высоте для кассеты со средним выгоранием 45.7 Мвт сут./кгU	Распределение выгорания по высоте с учетом коэффициента запаса
7.	41.49	43.35
8.	43.35	45.30
9.	44.87	46.89
10.	46.16	48.23
11.	47.30	49.43
12.	48.33	50.51
13.	49.23	51.45
14.	49.93	52.18
15.	50.55	52.83
16.	51.09	53.39
17.	51.52	53.84
18.	51.85	54.18
19.	52.09	54.44
20.	52.29	54.65
21.	52.45	54.81
22.	52.58	54.94
23.	52.68	55.05
24.	52.76	55.14
25.	52.82	55.20
26.	52.86	55.24
27.	52.88	55.26
28.	52.86	55.23
29.	52.79	55.16
30.	52.65	55.02
31.	52.41	54.77
32.	52.04	54.38
33.	51.48	53.79
34.	50.65	52.93
35.	49.45	51.67
36.	47.74	49.89
37.	45.34	47.38
38.	41.99	43.88
39.	37.38	39.06
40.	31.08	32.47
41.	24.25	25.34
среднее	45.64	47.70

Распределение выгорания по высоте с учетом коэффициента запаса подразумевает выгорание с учетом верхнего предела погрешности. Верхний предел погрешности составляет 1,045 от расчетной величины [6].

При выполнении работы с помощью программы ORIGEN-ARP пакета программ SCALE 6.2, были проведены расчеты:

- 1) с графиком нагрузки, что был использован при обосновании минимального времени выдержки ОЯТ для безопасного перехода на сухое хранение⁸;
- 2) с реальным графиком нагрузки;
- 3) с предположением, что данная глубина выгорания достигается за 4 года.

Расчет остаточного энерговыделения с графиком нагрузки, использованном при обосновании

При выполнении проверочного расчета остаточного энерговыделения, за основу был принят реальный

график нагрузки. Расчет был выполнен при помощи программы ORIGEN-ARP, включающего в себя пакет программ SCALE 6.2, в котором присутствует библиотека нейтронно-физических констант, напрямую коррелирующих с глубиной выгорания для профилированных кассет со средним обогащением 3,82%. Расчет был выполнен с целью оценки влияния допущений, принятых при обосновании безопасности остаточного энерговыделения. График двух расчетов представлен на рисунке 3.

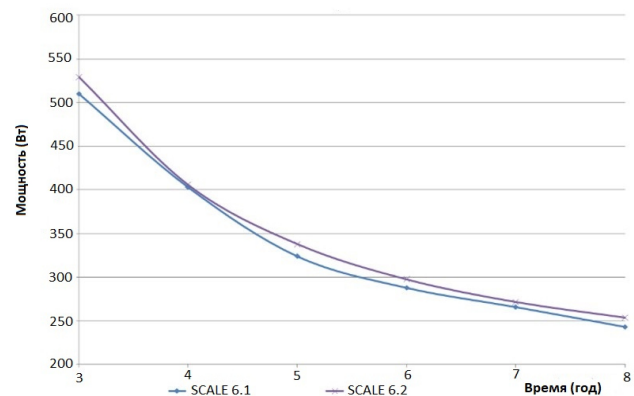


Рисунок 3. Расчет остаточного энерговыделения с графиками нагрузки, принятой в обосновании программными пакетами SCALE 6.1 и SCALE 6.2 [составлено авторами]

Figure 3. Calculation of residual energy release with a load diagram adopted in the justification using the SCALE 6.1 AND SCALE 6.2 software packages [compiled by the authors]

По истечении временного промежутка в восемь лет, в течение которого велось охлаждение, расчетные параметры остаточного энерговыделения, составляют:

- при расчете с использованием пакета SCALE 6.2 – 253.9 Вт, с учетом верхнего предела погрешности 259.7 Вт;
- при расчете с использованием пакета SCALE 6.1 – 243.3 Вт соответственно, с учетом верхнего предела погрешности 248.9 Вт.

При рассмотрении наиболее устойчивого результата, полученного кодом SCALE 6.2 (с учетом верхнего предела погрешности 259.7 Вт), в запасе остается 5.3 Вт до допустимого значения, которое, в свою очередь, согласно рекомендациям национального регулятора Республики Армения, составляет 265 Вт.

Расчет остаточного энерговыделения с реальным графиком нагрузки

При выполнении проверочного расчета остаточного энерговыделения, за основу был принят реальный график нагрузки. Расчет был выполнен при помощи программы ORIGEN-ARP, включающей в себя пакет программ SCALE 6.2, в котором присутствует библиотека нейтронно-физических констант, напрямую коррелирующих с глубиной выгорания для профилированных кассет со средним обогащением 3,82%. Расчет был выполнен с целью оценки влияния допущений, принятых при обосновании безопасности остаточного энерговыделения. График двух расчетов представлен на рисунке 4.

⁸ NUH-003 Final safety analyzes report. US Nuclear Regulatory Commission, June 2004. Volume 2.

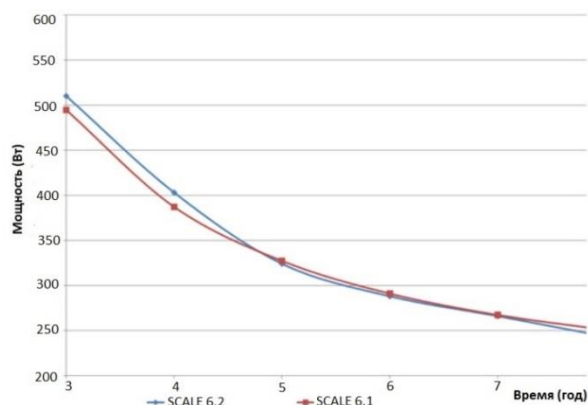


Рисунок 4. Расчет остаточного энерговыделения с реальным графиком нагрузки и предположениями, принятыми в обосновании [составлено авторами]
Figure 4. Calculation of residual energy release with a real load diagram and assumptions adopted in the justification [compiled by the authors]

По истечении временного промежутка в восемь лет, в течение которого велось охлаждение, расчетные параметры остаточного энерговыделения, составляют:

- при расчете с использованием пакета SCALE 6.2 – 255.9 Вт, с учетом верхнего предела погрешности 261.8 Вт;

- при расчете с использованием пакета SCALE 6.1 – 244.3 Вт соответственно, с учетом верхнего предела погрешности 249,9 Вт.

При рассмотрении наиболее устойчивого результата, полученного кодом SCALE 6.2 (с учетом верхнего предела погрешности 261.8 Вт), в запасе остается 3.2 Вт до допустимого значения, которое, согласно рекомендациям национального регулятора Республики Армения, составляет 265 Вт.

Расчет остаточного энерговыделения при допущении достижения требуемой глубины выгорания за 4 года

При выполнении проверочного расчета остаточного энерговыделения примем временной интервал достижения глубины выгорания кассет равным четырем годам. Расчет был выполнен при помощи программы ORIGEN-ARP с применением пакета программ SCALE 6.2, в которой присутствует библиотека нейтронно-физических констант, зависящих от глубины выгорания для профилированных кассет со средним обогащением 3,82%. Расчет выполнен с целью проведения оценивания логичности допущения достижения искомой глубины выгорания за четырехлетний период. Графическое отображение результатов обоих расчетов представлено на рисунке 5.

Из рисунка 5 видно, что значения остаточного энерговыделения, при условном временном интервале выгорания равном четырем годам, являются достаточно высокими для всех точек времени охлаждения. Если рассматривать восьмилетний временной промежуток, в течение которого осуществлялся отвод тепла остаточных энерговыделений, при допущении достижения глубины выгорания в четыре года, тогда при расчетах, выполняемых при помощи пакетов

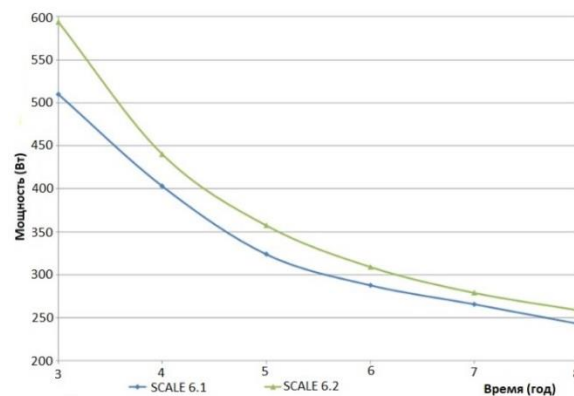


Рисунок 5. Расчет остаточного энерговыделения с допущением достижения данной глубины выгорания за 4 года [составлено авторами]
Figure 5. Calculation of residual energy release assuming that this burnup depth is achieved in 4 years [compiled by the authors]

SCALE 6.2 и SCALE 6.1, значения остаточного энерговыделения составляют, соответственно, 258.8 Вт и 245.2 Вт. Несмотря на то, что остаточное энерговыделение при расчете, осуществляемом при использовании пакета SCALE 6.2 выше, чем при расчете, осуществляемом при помощи пакета SCALE 6.1, итоговый результат, даже по верхней границе, все равно остается ниже допустимого значения, которое составляет 265 Вт.

По истечении временного промежутка в восемь лет, в течение которого велось охлаждение, расчетные параметры остаточного энерговыделения, составляют:

- при расчете с использованием пакета SCALE 6.2 – 258.8 Вт, с учетом верхнего предела погрешности 264.7 Вт;

- при расчете с использованием пакета SCALE 6.1 – 245.2 Вт соответственно, с учетом верхнего предела погрешности 256.4 Вт.

При рассмотрении наиболее консервативного результата с использованием пакета SCALE 6.2 – 264.7 Вт, в запасе остается 0.3 Вт до допустимого значения, которое рекомендательно составляет 265 Вт.

Заключение

В статье исследовалась минимальная продолжительность выдержки кассет перед переводом на сухое хранение. Рассматривались три варианта расчета:

- 1) с графиком нагрузки, что был использован при обосновании;
- 2) с реальным графиком нагрузки;
- 3) с предположением, что данная глубина выгорания достигается за 4 года.

Расчеты проводились при помощи программных пакетов SCALE 6.1 и SCALE 6.2. Наиболее консервативные результаты получены с помощью программы SCALE 6.2, которые соответствуют 259.7, 261.8, 264.7 с учетом верхнего предела погрешности соответственно. Все результаты мощности остаточного энерговыделения, полученные для трех разных условий облучения, не превышают допустимый (согласно рекомендациям национального регулятора Республики Армения) предел 265 Вт.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Мельников Н. Вопросы безопасности и модернизации АЭС с ВВЭР-440 (В-230). Энергоблоки АЭС первого поколения с реакторными установками ВВЭР-440. ОКБ «Гидропресс». С. 77–86. Режим доступа: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/034/28034591.pdf (дата обращения: 03.01.2024)
Melnikov N. Safety Issues and Modernization of Nuclear Power Plants with WWER-440 (V-230). Power units of first generation nuclear power plants with WWER-440 reactor units. OKB Gidropress. P. 77–86. (In Russ.) Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/034/28034591.pdf (accessed: 03.01.2024)
2. Акобян М.Т., Ксенофонов А.И. Пути энергообеспечения в Республике Армении. *Глобальная ядерная безопасность*. 2022;43(2):5–14. <https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-01>
Hakobyan M.T., Ksenofontov A.I. Ways of Energy Supply in the Republic of Armenia. *Global Nuclear Safety*. 2022;(2):5–14. (In Russ.) <https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-01>
3. Карпенко А.И., Розенбаум Е.Л., Забегаев В.П. Исследования остаточного тепловыделения отработавших сборок реактора БН-600 в бассейне выдержки. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2005;1:70–77. Режим доступа: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2005/01.pdf> (дата обращения: 05.01.2024).
Karpenko A.I., Rozenbaum E.L., Zabegaev V.P. Research into BN600 reactor irradiated fuel decay heat released in the irradiated fuel cooling pond. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2005;1:70–77. (In Russ.) Available at: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2005/01.pdf> (accessed: 05.01.2024).
4. Hermann O.W., Westfall R.M. ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and association source terms. *NUREG/CR-0200*. 1984. Vol. 2. Available at: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:17040291 (accessed: 05.01.2024).
5. Акобян М.Т., Ксенофонов А.И., Саргсян С.А. Анализ по сценариям потери теплоотвода из бассейна выдержки на атомных электрических станциях. *Глобальная ядерная безопасность*. 2023;13(3):5–16. Режим доступа: <https://doi.org/10.26583/gns-2023-03-01>
Hakobyan M.T., Ksenofontov A.I., Sargsyan S.A. Scenario analysis loss of heat removal from the spent fuel pool on nuclear power plant. *Global nuclear safety*. 2023;48(3):5–16. (In Russ.) <https://doi.org/10.26583/gns-2023-03-01>
6. Галстян А.Г., Овсепян А.В., Папоян В.В. Восстановление поля нейтронов с учетом показаний датчиков внутриреакторного контроля. *Ученые записки Ереванского государственного университета. Серия: Физика и Математика*. 1988;2:49–55. Режим доступа: <https://www.mathnet.ru/links/58e5f55d848b5b527cabf2c1a88954eb/uzeru903.pdf> (дата обращения: 04.01.2024).
Galstyan A.G., Hovsepyan A.V., Papoyan V.V. Neutron field reconstruction taking into account the readings of in-reactor monitoring sensors. *Uchenye zapiski Erevanskogo gosudarstvennogo universiteta. Seriya: Fizika i Matematika*. 1988;2:49–55. (In Russ.) Available at: <https://www.mathnet.ru/links/58e5f55d848b5b527cabf2c1a88954eb/uzeru903.pdf> (date of reference: 04.01.2024).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Акобян М.Т. – выявление факторов, требующих дополнительных исследований и принятия компенсирующих мер для решения проблем, написание текста статьи;

Ксенофонов А.И. – концепция и качественная разработка исследования;

Саргсян С.А. – изучение тематического материала, систематизация информации;

Умаров Ш.Б. – обзор источников литературы по теме исследования.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без внешних источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Марине Тадевосовна Акобян, ведущий инженер, Армянская АЭС, г. Мецамор, Республика Армения; аспирант, кафедра радиационной физики и безопасности атомных технологий, «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация.

ORCID: <http://orcid.org/0000-0001-8710-5734>

e-mail: marine_h@mail.ru

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Hakobyan M.H. – identification of factors requiring additional research and compensatory measures to address the problems, writing the text of the article;

Ksenofontov A.I. – the conceptualization and qualitative design of the study;

Sargsyan S.A. – study of thematic material, systematization of information;

Umarov Sh.B. – a review of literature sources on the research topic.

FUNDING:

The study had no external funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Marine T. Hakobyan, Lead Engineer, Armenian NPP, Metsamor city, Republic of Armenia; graduate student, Department of Radiation Physics and Nuclear Technology Safety, National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.

ORCID: <http://orcid.org/0000-0001-8710-5734>

e-mail: marine_h@mail.ru

Александр Иванович Ксенофонов, кандидат физико-математических наук, старший научный сотрудник (доцент) кафедры радиационной физики и безопасности атомных технологий, «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация.

ORCID: <http://orcid.org/0000-0002-6864-9805>

e-mail: aiksenofontov@mephi.ru

Сос Аршакович Саргсян, начальник отдела ядерной безопасности и надежности, Армянская АЭС, г. Мецамор, Республика Армения.

ORCID: <https://orcid.org/0009-0004-7998-124X>

e-mail: sossargsyan@yahoo.com

Шохмирзо Бахрамович Умаров, ассистент кафедры ядерной физики и теплофизики, Ташкенский филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Ташкент, Республика Узбекистан.

e-mail: shohmirzo631@gmail.com

Aleksandr I. Ksenofontov, Cand. Sci. (Phys. Math.), Senior Research Fellow (Associate Professor), Department of Radiation Physics and Nuclear Technology Safety, National Research Nuclear University «MEPhI», Russian Federation.

ORCID: <http://orcid.org/0000-0002-6864-9805>

e-mail: aiksenofontov@mephi.ru

Sos A. Sargsyan, Chief of Nuclear Safety and Reliability Department, Armenian NPP, Metsamor city, Republic of Armenia.

ORCID: <https://orcid.org/0009-0004-7998-124X>

e-mail: sossargsyan@yahoo.com

Shohmirzo B. Umarov, Department Assistant of Nuclear Physics and Thermophysics, Branch of National Research Nuclear University MEPhI in Tashkent, Tashkent, Republic of Uzbekistan.

e-mail: shohmirzo631@gmail.com

Поступила в редакцию 20.11.2023

После доработки 26.01.2024

Принята к публикации 01.02.2024

Received 20.11.2023

Revision 26.01.2024

Accepted 01.02.2024