



**LIETUVOS RESPUBLIKOS APLINKOS MINISTERIJA**  
**THE MINISTRY OF ENVIRONMENT OF THE REPUBLIC OF LITHUANIA**

A. Jakšto St 4, LT-01105 Vilnius, tel: +370 626 22252, e-mail: info@am.lt http://am.lrv.lt

Ministry of Natural Resources and  
Environmental Protection of the Republic of  
Belarus

22 April 2022 No. (10)-D8-40

**CONCERNING ENVIRONMENT IMPACT ASSESSMENT OF DISMANTLING AND  
DECONTAMINATION OF EQUIPMENT FROM THE WORKING AREAS R1 AND R2 OF  
THE IGNALINA NUCLEAR POWER PLANT UNIT 2 REACTOR (PROJECT 2102)**

In response to the questions and comments for the Report of Environment Impact Assessment of Project 2102 – Dismantling and Decontamination of Equipment from the Working Areas R1 and R2 of the Ignalina Nuclear Power Plant Unit 2 Reactor, provided in Your letter, dated 12 January 2022 (No. 11-1-1/9-ию), please find attached a point by point reply prepared by the experts of the Ignalina Nuclear Power Plant.

The answers provided clearly prove that the implementation of the above-mentioned Project 2102 will not have any negative impact on the environment and the inhabitants of Belarus. We must emphasize that Project 2102 is one of the activities within a large mega-project of the Ignalina Nuclear Power Plant Decommissioning and its objective is to improve environmental quality by safely remediating the site of the nuclear power plant.

We also would like to draw your attention to the fact that Project 2102 includes only dismantling and decontamination of the existing equipment and is not related to construction of any new facilities for spent nuclear fuel storage or any other new nuclear facilities at the border, as it is implied by the Belarusian side. We recall that the Environment Impact Assessment procedures for construction of spent nuclear fuel storage and radioactive waste storage facilities (spent fuel dry storage facilities B1, B2,3,4, B19-1 have already been built; B19-2 and B25 are yet to be built) have been carried out and completed in a timely manner and they comprised transboundary consultations with neighbouring countries, including Belarus.

We conclude that additional information provided with this letter adequately and sufficiently demonstrates that it is highly unlikely for Project 2102 to have negative impacts on the environment of Belarus and therefore consultations according to the Espoo Convention are not required.

**ATTACHMENTS**

1. Response to the questions and comments of the Republic of Belarus (in Russian and in English), 20 pages.
2. Amended presentation of the Ignalina Nuclear Power Plant Decommissioning (in English), 36 pages.

Vice-minister

Raminta Radavičienė

Mindaugas Raulinaitis, +370 695 41925, e-mail: mindaugas.raulinaitis@am.lt



**Ответы на вопросы белорусских ведомств, представленных в письме «№г. 11-1-1/9-ино от 2022-01-12», относительно процедуры трансграничной оценки воздействия на окружающую среду по проекту 2102 «Демонтаж и дезактивация оборудования зон реакторов R1 и R2 второго энергоблока Игналинской атомной электростанции».**

№.	Comments of the Republic of Byelorussia	Response
1.	<p>Информация, приведенная литовской стороной в пункте 1.2, в части наличия в отчете об оценке воздействия на окружающую среду (ОВОС) проекта В1 (2007 г.) сведений по обращению с отходами ядерного топлива (ОЯТ) и оценке его воздействия на окружающую среду требует дополнительных пояснений. Так, в выполненном в 2007 году отчете ОВОС «Промежуточное хранение отработавшего ядерного топлива реактора большой мощности канального (РБМК) с блоков 1 и 2 Игналинской АЭС», сведения об обеспечении безопасности непроектного хранения поврежденного ОЯТ не представлены. В указанном отчете указано лишь о намерении разработать и установить специальное оборудование по обращению с поврежденными ОЯТ, в том числе по сбору и извлечению со дна бассейнов выдержки фрагментов топлива. Просим представить недостающую информацию.</p>	<p>Обращаем внимание, что информация, о которой идет речь в комментарии, ранее была представлена для ознакомления Республике Беларусь, поэтому представленное утверждение ошибочно.</p> <p>1. Разработка метода безопасного перемещения поврежденных тепловыделяющих сборок, хранящихся в залах бассейнов выдержки 1-ого и 2-го блоков ИАЭС (далее - проект В1), безопасного обращения с поврежденными тепловыделяющими сборками, загрузки их в защитные контейнеры и транспортировки в промежуточное хранилище отработавшего топлива и установки для хранения на место, установленное проектом, включая операции с экспериментальным топливом и просыпями ядерного топлива в бассейнах выдержки топлива, было одним из требований Технической спецификации на закупку услуг по проектированию и строительству промежуточного хранилища отработанных тепловыделяющих сборок РБМК из 1-ого и 2-ого блоков ИАЭС.</p> <p>Оценка воздействия на персонал, население и окружающую среду при обращении не только с герметичным топливом, но и с поврежденным и экспериментальным топливом, была выполнена в Отчете об оценке воздействия на окружающую среду проекта В1.</p> <p>С информацией о выполненной оценке Беларуси была своевременно информирована в рамках межгосударственных консультаций, выполнявшихся в 2007 году.</p> <p>Как пример выполненной оценки можно указать следующие разделы и подразделы вышеупомянутого Отчета, в которых содержатся соответствующие расчеты и пояснения:</p> <p>2. Основное оборудование и технологические процессы;</p> <p>2.1.2. Поврежденные и экспериментальные тепловыделяющие сборки;</p> <p>2.3.2. Обработка ОТВС с механическими повреждениями и экспериментального ОЯТ.</p> <p>5.1.1. Потенциальные выбросы активности в окружающую среду с энергоблоков:</p> <p>При нормальной эксплуатации планируемой хозяйственной деятельности возможны:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• радиоактивные выбросы во время обработки ОТВС с негерметичной оболочкой в существующей горячей камере;</li> <li>• радиоактивные выбросы во время обращения с пенами для ОЯТ, лучками ТВЭЛ и чехлами с ОЯТ с негерметичной оболочкой;</li> <li>• радиоактивные выбросы во время обращения с механически поврежденными и экспериментальными ОТВС, а также при сборе фрагментов ОЯТ;</li> <li>• выбросы в существующую систему вентиляции радиоактивных газов при сушке и откачки газов из полости контейнера.</li> </ul>

Таблица 5.1.1-1 Потенциальные источники выбросов радиоактивных веществ, пути их распространения и потенциальные объекты воздействия вследствие обработки и обращения с ОЯТ на энергоблоках.

5.1.1.1. Оценка источников потенциальных выбросов переносимых по воздуху радиоактивных веществ

Подраздел «Оценка потенциальных годовых выбросов переносимых по воздуху радиоактивных веществ при обработке и обращении с негерметичным топливом»

Таблица 5.1.1-3. Потенциальные годовые выбросы газообразных радиоактивных веществ при обработке и обращении с негерметичными ОТВС на энергоблоках

Подраздел «Оценка потенциальных годовых выбросов переносимых по воздуху радиоактивных веществ при обработке поврежденного и экспериментального топлива и сбора фрагментов топлива»

Таблица 5.1.1-4. Потенциальные годовые выбросы радиоактивных веществ при обработке механически поврежденного и экспериментального топлива

Таблица 5.1.1-6. Годовые выбросы, переносимые по воздуху радиоактивных веществ в окружающую среду зала бассейнов выдержки

Таблица 5.1.1-7. Годовые выбросы переносимых по воздуху радиоактивных веществ в атмосферу через главные вентиляционные трубы ИАЭС

В ООВОС отмечено, что «Система обращения с поврежденным ОЯТ начнет эксплуатироваться после того, когда все неповрежденные и негерметичные ОТВС будут удалены из бассейнов выдержки. Поэтому выбросы в атмосферу при обращении с неповрежденными и негерметичными ОТВС и при обращении с поврежденным ОЯТ не будут происходить одновременно, поэтому они не должны суммироваться». Такая последовательность выполнения работ по обращению с негерметичным ОЯТ была обеспечена ИАЭС:

- до августа 2020 г. выполнялось обращение только с герметичным топливом на блоках ИАЭС;
- с сентября 2020 г. начаты работы по вывозу негерметичного топлива на 1-ом блоке, которые были завершены в мае 2021 г.;
- после монтажа системы по обращению с поврежденным топливом на 2-ой блок в мае 2021 г. начал вывоз поврежденного топлива с 2-ого блока.

Фактические данные по оставшемуся для загрузки в контейнеры поврежденному ОЯТ на 2022-02-15 представлены в ответе на вопрос №3.

Далее продолжается перечисление разделов ОВОС проекта В1, где представлена запрашиваемая информация:

5.1.5. Методы оценки влияния и расчет потенциального влияния вследствие выбросов

переносимой по воздуху активности

5.1.5.1. Годовое облучение персонала вследствие выбросов переносимых по воздуху радиоактивных веществ в окружающую среду зала бассейнов выдержки

Таблица 5.1.5-1. Потенциальное годовое облучение персонала вследствие выбросов переносимых по воздуху радиоактивных веществ в окружающую среду зала бассейнов выдержки

5.1.5.2. Годовое облучение населения вследствие выбросов переносимой по воздуху активности из энергоблоков в атмосферу

Таблица 5.1.5-2. Потенциальное годовое облучение членов критической группы, вызванное выбросом переносимых по воздуху радиоактивных веществ из энергоблоков

5.2.1. Потенциальное влияние, вызванное выполняемой на энергоблоках деятельностью

5.2.1.1. Оценка коллективных доз персонала вследствие внешнего облучения во время выполнения планируемой хозяйственной деятельности в нормальных условиях

Подраздел «Обращение с негерметичным топливом»;

Подраздел «Обращение с поврежденным и экспериментальным топливом и сбор топливных таблеток»;

В Таблице 9.1-1. Анализ риска потенциальных аварий при выполнении предполагаемой хозяйственной деятельности оценен риск потенциальной аварии при работе с Системой обращения с поврежденным топливом

9.2. Оценка доз облучения при случайном разрезе ТВЭЛ внутри пучка ТВЭЛ

Данный анализ является оценкой потенциальных доз облучения эксплуатирующего персонала и населения в случае случайного разреза ТВЭЛ при обработке поврежденной ТВС.

9.2.2.3. Резюме потенциального радиологического влияния

Расчеты дозы облучения оператора при случайном разрезе ТВЭЛ во время обработки поврежденной ТВС с помощью системы обращения с поврежденным топливом резюмируются в таб. 9.2.2-3 Годовая эффективная доза облучения оператора при аварийном разрезе пучка ТВЭЛ (для топлива с U-235 2,8 % обогащением и эрбиевым поглотителем)

9.2.3. Облучение населения при выбросе переносимых по воздуху радиоактивных веществ в атмосферу

9.2.3.3. Резюме потенциального радиологического влияния

Резюме расчетов дозы облучения членов критических групп населения при случайном разрезе ТВЭЛ при обработке поврежденных ТВС с помощью системы обращения с поврежденным топливом представлены в таб. 9.2.3-3 Годовая эффективная доза облучения членов критических групп населения при аварийном разрезе пучка ТВЭЛ (для топлива с U-235 2,8 % обогащением и эрбиевым поглотителем)

9.3. Оценка дозы облучения при аварийном разломе ТВЭЛ внутри пучка ТВЭЛ

Данный анализ является оценкой потенциальной дозы облучения эксплуатирующего персонала и членов критических групп населения при аварийном разломе ТВЭЛ внутри пучка

ТВЭЛ при обработке поврежденных ТВС.

9.3.2. Облучение персонала при выбросах переносимых по воздуху радиоактивных веществ в окружающую среду зала бассейнов выдержки

Таблица 9.3.2-1. Годовая доза облучения эксплуатирующего персонала в случае аварийной ситуации с разломом пучка ТВЭЛ (для топлива с U-235 2,8 % обогащением и эрбиевым поглотителем)

9.3.3. Облучение населения при выбросе переносимых по воздуху радиоактивных веществ в атмосферу

Расчеты дозы облучения членов критических групп населения при аварийном разломе ТВЭЛ внутри пучка ТВЭЛ во время обработки поврежденной ТВС с помощью системы обращения с поврежденным топливом резюмированы в таб. 9.3.3-1. Годовая доза облучения членов критических групп населения в случае аварийной ситуации с разломом пучка ТВЭЛ (для топлива с U-235 2,8 % обогащением и эрбиевым поглотителем)

9.4.1. Потенциальное радиологическое влияние на эксплуатирующий персонал при аварийных ситуациях предполагаемой хозяйственной деятельности

Таблица 9.4.1-1. Годовая эффективная доза облучения эксплуатирующего персонала при аварийных ситуациях предполагаемой хозяйственной деятельности

9.4.2. Потенциальное радиологическое влияние на население при аварийных ситуациях предполагаемой хозяйственной деятельности

Таблица 9.4.2-1. Годовая эффективная доза облучения населения при аварийных ситуациях предполагаемой хозяйственной деятельности

10. Потенциальное влияние на соседние государства

10.2.1. Радиологическое влияние на окружающую среду при нормальной эксплуатации

Таблица 10.2.1-1. Годовая эффективная доза облучения членов критических групп населения при нормальной эксплуатации планируемой хозяйственной деятельности (фаза перемещения ОЯТ).

Таблица 10.2.1-2. Годовая эффективная доза облучения членов критических групп населения при нормальной эксплуатации планируемой хозяйственной деятельности (фаза промежуточного хранения ОЯТ)

10.2.2. Радиологическое влияние при аварийных ситуациях

Таблица 10.2.2-1. Годовая эффективная доза облучения населения при аварийных ситуациях планируемой хозяйственной деятельности

2. В конце 1993 года были выполнены работы по поднятию упавших и поврежденных ОТВС и их упорядочиванию по временной схеме хранения в бассейне 236/1 1-го блока. Работы по поднятию упавших ОТВС выполнялись в соответствии с Техническим Решением №ТР-4888, согласованным с регулятором (VATESI). Проведенный осмотр поднятых ТВС показал, что они являются облученными ТВС (ОТВС) – Акт №1-13/142. Обеспечение ядерной

безопасности в аварийных ситуациях, связанных с падением ОТВС на дно бассейна рассмотрено в заключении ОЯБ ФЭИ №91-058 и отчете ОЯБ ФЭИ №7603 «Критические параметры хранилища отработавшего топлива реакторов РБМК», 1989 год.

Анализ безопасности хранения поврежденных ОТВС (как на фото, см. вопрос 2) был проведен и согласован с регулятором (VATESI).

Пределы безопасной эксплуатации, установленные Технологическим регламентом,

№	Параметры	Номинальное значение	Предел безопасной эксплуатации
1.	Температура, °С	20 ÷ 50	60
2.	Уровень воды от пола ЗБВ, мм	950 ÷ 650	1000

согласованным VATESI, за все время нахождения таких ОТВС в бассейнах не нарушались.

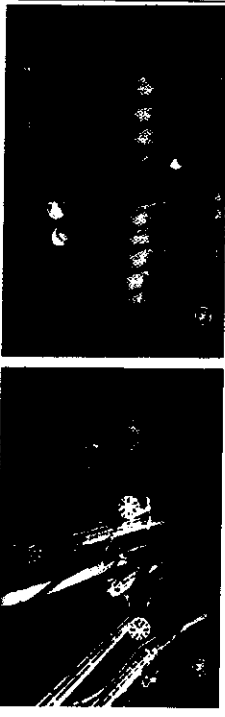
№	Параметры	Номинальное значение	Контрольный уровень
1.	σ - электропроводность, мкСм/см	≤ 3,0	2,8
2.	pH	5,5 ÷ 8,0	-
3.	Cl <sup>-</sup> - концентрация хлорид-ионов, мг/л	≤ 100	80
4.	Fe - концентрация-ионов железа, мг/л	≤ 1000	500
5.	Нефтепродукты, мг/л	≤ 200	150

Такие ОТВС и метод его хранения являлось наследием ранних лет эксплуатации ИАЭС.

В рамках проекта В1 для решения этой проблемы наследия, была разработана, обоснована и реализована специальная система обращения с поврежденными ОТВС.

В настоящее время все негерметичное, тяжело повреждённое и экспериментальное ОЯТ, включая показанные на фото ниже ОТВС, безопасно загружено в контейнеры.

3. Информация по обоснованию безопасности обращения с поврежденным отработавшим ядерным топливом уже была представлена в ответах на вопросы 6 и 10 белорусской стороны предыдущей итерации обсуждения в транснациональном контексте планируемой хозяйственной деятельности по Дид оборудования из рабочих зон R1 и R2 2-ого блока (проект 2102), где указаны аспекты безопасности при обращении с повреждённым ОЯТ, которые были обоснованы в «Дополнении к Финальному Отчету по анализу безопасности ПХОЯТ проекта В1 (обращение с поврежденным топливом)», ArсhPD-2245-77849, и

		<p>представлены основные операции по обращению с повреждённым ОЯТ на блоках.</p> <p>Таким образом, вся информация по обращению с повреждённым ОЯТ уже была представлена белорусской стороне.</p> <p>4. Обращаем Ваше внимание, что вопросы, связанные с влиянием проекта В1 на окружающую среду, и предоставление данных об актуальных (фактических) выбросах при обращении с ОЯТ, а также дозы репрезентанта, обусловленные этими выбросами, согласно конвенции Espoo, предоставляются белорусской стороне в рамках пост-проектного анализа данного проекта (В1), что является процессом трансграничного взаимодействия. А проект 2102 не связан с обращением ОЯТ - в техническом резюме проекта 2102 сказано, что объектом данного проекта является демонтаж технологического оборудования зон R1, R2 (и перечислено такое оборудование) и упорядочение образовавшихся отходов.</p>
<p>2.</p>	<p>Информация о том, что поврежденные отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) хранились в условиях, предусмотренных проектом, т.е. в специальных кассетах и местах, служащих дополнительным физическим барьером для потенциального распространения радионуклидов в случае проектных и потенциальных запроектных аварий считается искаженной.</p> <p>Как видно на рисунках ниже, поврежденные и сильно деформированные ОТВС размещены на тросах без специальных защитных средств, что не может являться проектным хранением.</p>  <p>В связи с чем, просим предоставить информацию о мерах принятых в рамках выполнения требований пунктов 6.61,6.62 норм безопасности МАГАТЭ GS-G-3.5 «Система управления для ядерных установок», в части информирования (направлении отчетности) об инциденте на ПАЭС от 09.06.2020 в международных инстанциях и сторонние заинтересованные органы.</p>	<p>Ответ на этот вопрос следует рассматривать совместно с ответом на вопрос 1 выше.</p> <p>Способ размещения ОТВС, изображенный на фото, был использован на ИАЭС только в одном месте – в консолях 12 правого полуяра бассейна 236/1 1-го блока.</p> <p>В этом полуяре находились тяжело поврежденные ОТВС в количестве 10-ти ОТВС и 4-х отдельных ПТ ОТВС. Обеспечение ядерной безопасности в аварийных ситуациях, связанных с падением ОТВС на дно бассейна рассмотрено в заключении Отдела Ядерной Безопасности Физико Энергетического Института (ОЯБ ФЭИ) №91-058 и отчете ОЯБ ФЭИ №7603 «Критические параметры хранилища отработавшего топлива реакторов РБМК», 1989 год.</p> <p>Указанное место, способ хранения были согласованы с регулятором (VATESI) отдельным Техническим Решением №ТР-4888.</p> <p>Обращаем внимание, что все ОЯТ с 1-го блока, в том числе и перечисленное тяжело поврежденное, уже вывезено на хранение на внешнее хранилище ПХОЯТ.</p> <p>В соответствии с установленными критериями, о событии от 09.06.2020 о падении пучков ТВЭЛ ОТВС во время хранения ОТВС в бассейне выдержки оператор (ИАЭС) проинформировал регулирующий орган (VATESI) и выполнил расследование причин, при котором установлено, что событие не имело радиологических последствий: ОТВС более не была повреждена, загрязнения радионуклидами воды БВ не произошло, дно БВ не повреждено, загрязнения радионуклидами помещений зала БВ не было, не увеличилось выбросы в окружающую среду и, соответственно не было дополнительного воздействия на персонал и население. Событие было оценено ниже шкалы/0 по шкале INES. Поэтому последствия события не потребовали осуществления информирования международных институций.</p> <p>Примечание. По действующим законам в ЛР о событиях на ОЯЭ международные институции информирует VATESI.</p> <p>Информация по расследованию события, произошедшего 9 июня 2020 г. также представлена в ответе на вопрос международных экспертов к последнему национальному Отчёту Литвы по выполнению международной конвенции безопасности обращения с ОЯТ и РАО.</p>

<p>3. Считаю несостоятельным замечание литовской стороны на комментарии белорусской стороны, представленные в пунктах 1.1 и 1.2., как не касающиеся проекта 2102. Во-первых, Демонтаж блока № 1 ИАЭС начался в 2010 году, блока № 2 в 2014 году принимая во внимания тот факт, что операции по демонтажу оборудования начаты до того, как все ядерное топливо было извлечено из реакторов и бассейнов выдержки блоков № 1 и 2.</p>	<p>ИАЭС выполняет свою деятельность в соответствии с Законами ЛР, Требованиями по ядерной безопасности Литовской Республики, разработанными в соответствии с руководствами по безопасности МАГАТЭ.</p> <p>Руководствуясь Законом о ядерной безопасности Литовской Республики и Требованиями по ядерной безопасности Литовской Республики «Снятие с эксплуатации объектов ядерной энергетики», неиспользуемые и не оказывающие влияние на безопасность ОЯЭ конструкции, системы и компоненты (далее - КСК) во время окончательного останова ОЯЭ могут быть демонтированы и дезактивированы, если КСК можно легко отделить от других КСК и они не нужны для дальнейших работ по эксплуатации ОЯЭ и по снятию ОЯЭ с эксплуатации. Такие работы могут быть выполнены только после разработки описаний работ по демонтажу и/или дезактивации данных КСК, после выполнения анализа и обоснования безопасности данных работ, а также после согласования данных документов с регулятором (VATESI).</p> <p>В соответствии с указанным выше, и согласно Окончательному плану и Графику снятия с эксплуатации, на ИАЭС было выполнено ряд отдельных проектов по демонтажу и дезактивации (Дид) выведенного из эксплуатации и изолированного оборудования.</p> <p>Для всех таких проектов Дид, помимо Оценки воздействия на окружающую среду, были разработаны и согласованы с VATESI в соответствии с требованиями регулирующих документов Технологические проекты (ТП), Отчеты по анализу безопасности (ОАБ) и получены разрешения VATESI на выполнение работ по Дид.</p> <p>В рамках ТП были определены требования к порядку выполнения комплекса работ по Дид отдельно взятого оборудования на 1 и 2 блоках ИАЭС. В рамках ОАБ, в том числе, было выполнено подтверждение, что выбранные в ТП решения и технологии безопасно интегрируются в существующие условия ИАЭС при реализации проекта Дид и отсутствует отрицательное влияние на сохранность и нормальное функционирование систем ИАЭС, остающихся в эксплуатации, включая системы обращения с ОЯТ.</p> <p>Также, обращаем Ваше внимание, что начало данного проекта 2102 по графику запланировано на сентябрь 2023 года, т.е. после вывоза всего ОЯТ с блоков ИАЭС (будет завершено к середине 2022 года).</p>
<p>Во-вторых. Работы по обращению с ОЯТ отстают от утвержденного в 2020 году госорганами Литвы плана графика по выводу из эксплуатации ИАЭС. Согласно представленным сведениям на 30.07.2021 в бассейне выдержки блока № 2 остаются 153 отработавших топливных сборки ОТВС, а срок транспортировки всего отработавшего топлива ИАЭС в промежуточное хранилище отработавшего ядерного топлива (ПХОЯТ), в том числе негерметичного, сдвигается на 3-й квартал 2022 года к началу реализации проекта 2102.</p>	<p>Все работы с ОЯТ на блоках ИАЭС ведутся без отставания от графика выгрузки ОЯТ с блоков, см. информацию ниже.</p> <p>Наличие ОЯТ на блоках ИАЭС (данные на 2022-02-11):</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• с 1-го блока все ОЯТ уже вывезено на внешнее хранилище ПХОЯТ,</li> <li>• на 2-ом блоке 7 поврежденных ОТВС загружены в картриджи SAN160. Осталось загрузить в картриджи последнюю поврежденную ОТВС. После этого все картриджи с поврежденными ОТВС будут загружены в последний контейнер. Вывоз последнего контейнера запланирован на начало апреля 2022 г.</li> </ul> <p>Вывезены на ПХОЯТ 188 ЗК:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• с 1-го блока – 88 контейнеров, в т.ч. 11 контейнеров с поврежденным топливом;</li> <li>• со 2-го блока – 100 контейнеров, в т.ч. 9 контейнеров с поврежденным топливом.</li> </ul>

Так как наибольшее воздействие на окружающую среду производят именно операции с негерметичным топливом, то серьезной корректировки потребуют оценки годовых доз облучения для члена критической группы населения не только по проектам U1DP0 и U2DP0 (таблица 1 дополнительной нетехнической информации), но и по вкладам в суммарную годовую дозу на каждом этапе выполняемого проекта.

1. Системы спецвентиляции энергоблоков обслуживают помещения, в которых одновременно производятся работы по разным проектам. Выделить активность радиоактивных аэрозолей, поступающих в процессе деятельности по конкретному проекту в спецвентиляцию, в которую также поступают радиоактивные аэрозоли от деятельности по другим проектам технически трудно. Поэтому предложение Белоруссии оценивать вклад в суммарную годовую дозу на каждом этапе выполняемого проекта избыточен и технически трудно выполним. А на данном этапе уже и нецелесообразно, так как вывоз последнего контейнера запланирован на начало апреля 2022 г. Таким образом, работы с поврежденным топливом на блоке будут завершены до начала проекта 2102.

2. Работы с поврежденным топливом оценены в отчете ОВОС проекта B1, о деятельности по этому проекту Республика Беларусь была информирована на этапе планирования деятельности и информируется в рамках подготовки отчетов о постпроектном анализе, см. также ответ на 2-ой вопрос.

3. Дополнительно для сравнения приводим данные предварительной оценки, выполненной при подготовке ООВОС, и данные фактических измерений, выполненных Лабораторией охраны окружающей среды ИАЭС, аттестованной и имеющей действующее разрешение № 1АТ-214, 2010-05-18 выданное Агентством охраны окружающей среды при Министерстве окружающей среды ЛР на отбор и измерение параметров проб окружающей среды, включая измерение концентрации радионуклидов. Эта лаборатория подтвердила качество выполняемых измерений, выполнив аккредитацию на соответствие международному стандарту LST EN ISO/IEC 17025:2018 (свидетельство Nr. LA.090-01-2 Национального аккредитационного бюро ЛР).. Как неоднократно обращалось внимание, оценка, выполненная до начала планируемой деятельности, всегда очень консервативна. Фактические результаты значительно ниже выполненных в ООВОС.

	Оценка воздействия, Зв
B1	4,15E-04
U1DP0	1,60E-03
U2DP0	3,78E-03

ОЯЭ	Фактические данные, Зв		
	2018	2019	2020
B1	1,693E-10	2,789E-10	2,049E-10
Зд. 101/1*	7,750E-07	2,658E-06	4,117E-07
Зд. 101/2*	1,057E-06	6,022E-07	1,127E-06
<b>Total IAE</b>	<b>2,165E-06</b>	<b>3,476E-06</b>	<b>1,792E-06</b>

2021

1,002E-09

6,655E-07

4,067E-07

**1,374E-06**

	<p>Как отмечалось ранее, вне проекта U1DP0 (Проект по снятию с эксплуатации энергоблока №1 ИАЭС на фазу выгрузки топлива) до окончательного останова блока № 1 и фазы выгрузки топлива для повторного использования частично выгоревших топливных сборок в реакторе блока № 2 был реализован проект В 8 (Транспортировка частично выгоревших топливных кассет с блока №1 на блок №2.) Использование по проекту В8 части ядерного топлива блока № 1 для производства энергии на блоке № 2, имеющего более высокое начальное обогащение (2,4-2,8 % по U-235), чем стандартное топливо РБМК-1500 и, соответственно, более высокое конечное выгорание привело к дополнительному облучению оборудования (наведенной активности) и активности, накопленной за счет выхода продуктов деления из твэлов и осаднения на стенках графитовой кладки зон R1 и R2.</p> <p>В связи с чем, просим предоставить информацию как учтено радиационное воздействие на окружающую среду, обусловленное дополнительной наведенной активностью оборудования и накопленной активностью графитовых каналов реактора и кладки при реализации проекта демонтажа зон R1 и R2.</p>	<p>* Данные по зд. 101/1 включают выполнение не только проект U1DP0, но и другие проекты Дид, а также текущую технологическую деятельность, аналогично, данные по зд. 101/2 включают проект U2DP0 и др.</p> <p>В ООВОС проекта 2102, для расчетов выбросов использовались актуальные данные из отчетов о радиационной загрязненности оборудования 2 блока подлежащего демонтажу, таким образом было учтено реальное радиологическое состояние оборудования. Более того, консервативно были использованы данные замеров и проб удельной активности оборудования на 2017–2020 годы (без учета радиоактивного распада нуклидов). Реально на момент начала демонтажа (по самым оптимистичным оценкам 2023 г.) активность демонтируемого оборудования, а соответственно и выбросов, будет меньше. Кроме того, результаты мониторинга выбросов в окружающую среду вследствие выполнения настоящего проекта, будут предоставлены в соответствующем отчете о пост-проектном анализе.</p>
4.	<p>Отчет разработан в соответствии с требованиями, установленными Законом ЛР об ОВОС (Закон Литовской Республики об оценке воздействия планируемой хозяйственной деятельности на окружающую среду Nr. I-1495, редакция от 2017 m. birželis 27 d. Nr. XIII-529) и соответствующими подзаконными актами, устанавливающими порядок разработки документа и согласован институтами Литвы (субъектами ОВОС).</p> <p>Детальная оценка потенциального воздействия на различные компоненты окружающей среды деятельности по проекту 2102 выполнена в разделе 4 отчета ОВОС.</p> <p>В Разделе 5 этого же отчета рассмотрены результаты выполненной оценки применительно к трансграничному влиянию.</p> <p>В Нетехническом резюме, представленном Республике Беларусь приведены все итоги выполненной оценки.</p> <p>Дополнительно резюмируя результаты выполненной оценки, отмечаем следующее:</p> <p>1. Из всех полученных результатов выполненной оценки наиболее существенным является потенциальное радиологическое воздействие от планируемой деятельности.</p> <p>Возможное радиологическое воздействие от планируемой хозяйственной деятельности на</p>	

компоненты окружающей среды за пределами СЗЗ оценено как очень низкое. Согласно выполненной оценки, максимальная годовая эффективная доза облучения репрезентанта «члена критической группы населения», согласно формулировке Республики Беларусь (письмо от 2022-01-12 №г. 11-1-1/9-ин), составит 7,47Е-06 мЗв, что соответствует 7,47Е-03% от ограниченной дозы (годовой эффективной дозы), обусловленной радиоактивными выбросами в окружающую среду и равной 0,1 мЗв. К репрезентантам ИАЭС, или по терминологии Республики Беларусь «члена критической группы населения», относятся население, проживающее за пределами СЗЗ, которое потенциально может находиться рядом с СЗЗ, например: садоводы, рыбаки, фермеры.



2. Годовая эффективная доза для репрезентанта от всех объектов ядерной энергетики, действующих в санитарно-защитной зоне ИАЭС в планируемый период реализации проекта (2023–2028 гг.) составляет 0,0162 мЗв.

В связи с тем, что рассчитанные значения выбросов и доз облучения, обусловленных этими выбросами, значительно ниже установленных пределов, не выполнялась дальнейшая оценка переноса активности на территорию соседних стран, так как с учетом фактора рассеивания в окружающей среде по мере удаления от источников выброса концентрации радионуклидов и доз облучения, ими обусловленных, будет еще меньше.

Согласно п. 52 Санитарных норм и правил «Требования к РБ», утвержденных Постановлением № 213 Министерства здравоохранения Республики Беларусь от 2012-12-28, граничная доза облучения населения составляет 0,1 мЗв/год для случаев планируемого сброса долгоживущих радионуклидов в окружающую среду.

Таким образом, воздействие планируемой деятельности по проекту 2102, а также кумулятивное воздействие от всех объектов ядерной энергетики, действующих в санитарно-защитной зоне ИАЭС в планируемый период реализации проекта (2023–2028 гг.) соответствует требованиям санитарных норм и правил Республики Беларусь, так как не превышает 0,1 мЗв/год.

Обращаем Ваше внимание, что по данному аспекту ИАЭС уже отвечала Республике Беларусь в связи с получением комментариев к Программе постпроектного анализа новых ОЯЭ (письмо ИАЭС в адрес МОС JS-1040(1.187) от 2019-02-21 на письмо Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды Республики Беларусь № 11-1-1/303-ино от 2018-12-14). Так как ответа не последовало, мы считаем, что наша позиция была понята правильно и принята. На этом мы основываемся и при подготовке отчетов по постпроектному анализу.

3. Анализ инцидентов, которые могут возникнуть при выполнении планируемой деятельности по проекту 2102, показал, что их возможное негативное воздействие будет оказано только на персонал, непосредственно выполняющий работы на рабочих местах в помещениях главного корпуса второго энергоблока – зд.101/2. Так как все рабочие места в помещениях блока А-2 оснащены высокоэффективными системами очистки выбросов, то при всех возможных инцидентах повышенного воздействия на окружающую среду не будет. Максимальное воздействие на персонал в случае инцидентов при выполнении радиационно-опасных работ вследствие попадания радиоактивных веществ на кожный покров работников составит 1,46мЗв, что составляет 0,3% от допустимого годового значения (500 мЗв) предельной эквивалентной дозы для кожного покрова работников, установленных Гигиеническими Нормами ЛР HN 73:2018 «Основные нормы радиационной безопасности».

Работы, связанные с транспортировкой упаковок с РАО, образующихся от планируемой хозяйственной деятельности, по внутренним дорогам площадки ИАЭС от зд.101/2 до комплексов по обращению с РАО в объеме проекта 2102 не входят. Анализ инцидентов с повреждением упаковок с РАО при транспортировке по внутренним дорогам площадки ИАЭС для соответствующих РАО выполнен в ранее разработанных и утвержденных в установленном порядке документах: ООВОС и ОАБ для объектов по переработке и хранению РАО. Информация по этим проектам Республики Беларусь была представлена в период согласования выполнения деятельности (письмо ИАЭС JS-6359 в адрес МЭ от 2014-09-19).

В нетехническом резюме проекта 2102 сказано, что, при наиболее тяжелом инциденте, связанном с падением и повреждением транспортного контейнера, возможное воздействие на репрезентантов (членов критической группы) на границах с Латвией и Республикой Беларусь составит (данные Отчета по анализу безопасности проекта В3,4):

- эффективная доза облучения на границе с Латвией - 7,67Е-04 мЗв;
- эффективная доза облучения на границе с Республикой Беларусь - 1,03Е-03 мЗв.

Таким образом на расстоянии 5,5 км от места теоретически возможной аварии (на государственной границе с Республикой Беларусь) и дальше (на государственной границе с Латвийской Республикой) ожидаемая годовая эффективная доза будет ниже 0,001 мЗв и с радиологической точки зрения может считаться незначительной.

4. Дополнительно следует отметить, что оценка воздействия на окружающую среду

		<p>выполнена с очень большим консерватизмом, за основу расчетов приняты самые худшие условия, которые могут быть кратковременными, но эти максимально худшие условия распространены на весь период выполнения того или иного проекта. <b>(Примечание.</b> Относительно консервативности выполненных расчетов следует смотреть ответ на вопрос 10, 11).</p> <p>На практике, и это продемонстрировано в отчетах о пост-проектном анализе, которые представляются соседним странам, фактическое воздействие на окружающую среду значительно ниже, чем оцененное в отчетах ОВОС.</p> <p>5. Также дополнительно обращаем внимание, что в отчете ОВОС для проекта демонтажа реактора (проект 2103) в обязательном порядке будет выполнено моделирование переноса воздушных выбросов и оценка потенциального радиологического влияния на соседние страны. Отчет будет представлен соседним странам для рассмотрения.</p> <p>Примечание. Ответ на данный вопрос следует рассматривать совместно с ответом на 4 и 11 вопрос.</p> <p>В Таблице 1 (в конце Нетехнического резюме) указана годовая доза облучения населения, обусловленная влиянием активности радионуклидов воздушных выбросов в результате планируемой деятельности проекта 2102 (по годам) и общая доза (по годам) от всех выполняемых на площадке ИАЭС видов деятельности. Вокруг площадки ИАЭС установлена санитарно-защитная зона (СЗЗ) радиусом 3 км. Расстояние до границы с Белоруссией составляет примерно 5,5 км. С учетом особого статуса приграничной территории расстояние от ИАЭС до места постоянного проживания населения Белоруссии также более 5,5 км. Так как годовая эффективная доза облучения, обусловленная активностью радионуклидов в воздушных выбросах на границе СЗЗ не превышает установленного значения 0,1 мЗв/год, то планируемая деятельность ИАЭС (проект 2102 и другая выполняемая на площадке ИАЭС деятельность) не окажут негативного влияния на окружающую среду и население Белоруссии.</p>
5.	<p>Следует предоставить информацию об оценке вклада планируемой деятельности в кумулятивный эффект возможного негативного влияния на окружающую среду и население Беларуси.</p>	<p>На Игналинской АЭС действует Отдел надзора за безопасностью и управления качеством. Основными обязанностями отдела являются проведение независимых обзоров различных документов ИАЭС, инспекций по соблюдению безопасности и внутренних аудитов процессов интегрированной системы управления организации, а также развитие и поддержание высокой культуры безопасности на Игналинской АЭС.</p> <p>Для оценки культуры безопасности ИАЭС используется анкетирование (каждые три года), индикаторы культуры безопасности (рассчитываются ежеквартально) и самооценку деятельности (один раз в год). В ежеквартальных отчетах по расчету индикаторов культуры безопасности и в отчетах по результатам анкетирования персонала представляются рекомендации по улучшению и поддержанию высокой культуры безопасности.</p> <p>Отчеты по оценке культуры безопасности представляются VATESI и руководителям отделов ИАЭС.</p>
6.	<p>Согласно представленной литовской стороной информации (пункт 8) процедура управления культурой безопасности и процедура оценки культуры охраны и безопасности на ИАЭС осуществляется в соответствии с дополнением 1 норм безопасности МАГАТЭ GS-G-3.5 «Система управления для ядерных установок». Однако в ответе отсутствует информация о конкретных выполненных самооценках и их результатах. Также просим предоставить информацию о наличии и функционировании на ИАЭС подразделения, отвечающего за проведение независимой оценки культуры безопасности и его полномочиях.</p>	<p>На Игналинской АЭС действует Отдел надзора за безопасностью и управления качеством. Основными обязанностями отдела являются проведение независимых обзоров различных документов ИАЭС, инспекций по соблюдению безопасности и внутренних аудитов процессов интегрированной системы управления организации, а также развитие и поддержание высокой культуры безопасности на Игналинской АЭС.</p> <p>Для оценки культуры безопасности ИАЭС используется анкетирование (каждые три года), индикаторы культуры безопасности (рассчитываются ежеквартально) и самооценку деятельности (один раз в год). В ежеквартальных отчетах по расчету индикаторов культуры безопасности и в отчетах по результатам анкетирования персонала представляются рекомендации по улучшению и поддержанию высокой культуры безопасности.</p> <p>Отчеты по оценке культуры безопасности представляются VATESI и руководителям отделов ИАЭС.</p>

		<p>Результаты оценки культуры безопасности и принципы высокой культуры безопасности, а также дополнительная информация, связанная с культурой безопасности, представлены на внутреннем веб-сайте ИАЭС и доступны всем работникам предприятия. Данная информация постоянно обновляется.</p>
7.	<p>Исходя из представленной информации (пункт 10), оценка и анализ безопасности проводился только для перспективных технологических процессов и оборудования, предназначенных для выполнения работ по обращению с поврежденным ОЯТ. Информация о проведении оценки безопасности в условиях текущего хранения поврежденного ОЯТ не представлена, в связи с чем невозможно сделать вывод о корректности полученных результатов стресс-тестов.</p>	<p>По результатам стресс-тестов была рассмотрена запроектная авария, при которой полностью загруженный ОЯТ контейнер CONSTOR® RBMK1500/M2 (91 ОТВС или 182 пучка) опрокидывается при его транспортировке с блока на хранилище.</p> <p>В отчете GNS В 403/2015 оценены максимальные дозы, которые может получить персонал, сопровождающий контейнер при его транспортировке. При этом постулируется разгерметизация всех ТВЭЛ всех ОТВС и нарушение герметичности первичной крышки контейнера.</p> <p>В отчете ИАЭС At-368(3.166) от 2016-01-29 дана оценка механической прочности первичной крышки и болтов ее крепления к контейнеру. При этом доказана невозможность выхода из объема контейнера не только твердых р/а веществ, но и газообразных.</p> <p>Оба отчета вошли в состав финального ОАБ.</p> <p>Случай опрокидывания контейнера CONSTOR® RBMK1500/M2 с поврежденным ОЯТ покрывается рассмотренным случаем, т. к.:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• конструкция контейнера остается неизменной,</li> <li>• в комплектации с чехлом для поврежденного ЯТ в контейнере находится 18 ОТВС, (в 5 раз меньше обычного контейнера),</li> </ul> <p>пучки ТВЭЛ установлены в картриджи CAN160 (дополнительный барьер).</p> <p>Примечание:</p> <p>С точки зрения возможных последствий от запроектных аварий, связанных с хранением ОТВС в БВК в стресс-тестах, было принято осуществить оценку по неповрежденным ОТВС (так как в этом случае возможные негативные последствия хуже в связи с присутствием радиоактивных газов). Также во время проведения стресс-тестов по состоянию хранимого топлива в БВК значительное преимущество было по целым ОТВС.</p> <p>В настоящее время все облученное экспериментальное топливо уже загружено в защитные контейнеры, см. ответ на вопросы 1 и 2.</p> <p>Поскольку детальных данных о состоянии облученного экспериментального топлива проектировщик изначально не запрашивал, отдельно мониторинг состояния экспериментального топлива не был предусмотрен. Хранение этого топлива, как и других ОТВС, выполнялось в соответствии с общими действующими процедурами в бассейнах выдержки.</p> <p>Безопасность обращения с экспериментальным топливом и его хранение в контейнерах обоснована в ОАБ системы обращения с поврежденным топливом.</p> <p>Примечание. Экспериментальные ОТВС отличаются от «обычных» ОТВС тем, что у них имеется 4 ТВЭЛа длиной не 3640 мм, а 7310 мм. Также в некоторых ТВЭЛах массовая доля урана <math>U^{235}</math> составляла 4,4%.</p>
8.	<p>Просим также представить информацию о текущем состоянии экспериментального топлива (пункт 10, стр. 13) - продолжается ли его хранение в бассейнах выдержки, либо уже выполнено его размещение в контейнеры для ОЯТ. Представить результаты мониторинга его состояния.</p>	

<p>9. Согласно предоставленной информации (пункт 11), отходы графита будут размещаться в некондиционированном виде в существующем хранилище (здание 158/2). При этом обработка/переработка графитовых отходов будет выполняться только после уточнения критериев приемлемости для захоронения в глубоких геологических формациях.</p> <p>Текущими планами Литовской Республики предусматривается разработка проекта захоронения в глубоких геологических формациях в 2048-2057 годах, его строительству и вводу в эксплуатацию (в 2058-2067 гг.), эксплуатации (в 2068-2074 гг.) и вывода из эксплуатации (в 2075-2080 гг.). С учетом вышеизложенного, просим представить следующую информацию:</p>	<p>Предоставляем вам следующую необходимую информацию:</p>
<p>-какие упаковки будут применяться для промежуточного хранения графитовых отходов, обеспечат ли они необходимую целостность и безопасность в течение продолжительного времени хранения;</p>	<p>В проекте 2102, как упаковка для временного хранения (50 лет) отходов графита, образующихся при демонтаже каналов реактора (снимаемые с каналов графитовые втулки и кольца) будет использован железобетонный контейнер FRAMATOME, в котором будут установлены 8 стальных 200-л бочек.</p> <p>В документе «Обоснование пригодности бочки для хранения отходов графита» Nr. PD-18(19.54) от 2019-07-12 доказано и согласовано с Регулятором ЛР (VATESI), что упаковка (контейнер FRAMATOME с 8-ю бочками, заполненных графитовыми отходами от демонтажа каналов) сохранит свою целостность в течение всего срока временного хранения. При хранении отходов будет действовать программа контроля/управления старением упаковки для оценки ее состояния.</p>
<p>-какая технология предусмотрена в проекте демонтажа для иммобилизации в матрицу обломков графита;</p>	<p>Требования для хранения графита будут разработаны в рамках проекта 2103 «Дид» оборудования рабочей зоны R3», и основаны на технологическом проекте демонтажных работ, техническом проекте хранилища радиоактивных отходов и соответствующих отчетах об анализе безопасности (см. ниже). Из-за отсутствия в настоящее время критериев приемлемости могильника для долгоживущих отходов, с учетом предварительных данных о том, что графит сам по себе хорошо удерживает образовавшиеся под облучением нуклиды, и принимая во внимание принцип взаимозависимости между соответствующими действиями по обращению с радиоактивными отходами, иммобилизация обломков графита в матрицу для этапа временного хранения в специальном хранилище не имеет технической обоснованности.</p>
<p>-проведены ли расчеты по выбросам радиоактивных веществ при хранении облученного графита;</p>	<p>Проект 2102 охватывает незначительную часть графитовых отходов от общего количества графитовых изделий, которые будут получены при демонтаже реактора 2-го энергоблока. В реализации проекта 2102 будут только графитовые р/а отходы, полученные от демонтажа каналов РК СУЗ и ТК из реактора 2-го блока.</p> <p>Обосновано и согласовано с Регулятором ЛР, что упаковка (контейнер FRAMATOME с 8-ю бочками, заполненных графитовыми отходами от демонтажа каналов) с графитовыми отходами от демонтажа каналов сохранит свою целостность в течение 60 лет. Период</p>

	<p>временного хранения данных графитовых отходов установлен в 50 лет. Следовательно, выбросы р/а веществ при временном хранении облученного графита от демонтажа каналов исключены и выполнение каких-либо расчетов не требуется (п.6.2.6 ОАБ «Обоснование существующего хранилища 158/2 для промежуточного хранения отходов графита с каналов РБМК-1500, S/14-1726.17.18/SAR/R:3). Данный подход охватывает только проекты 2101 и 2102, в которых предусмотрено обращение с графитовыми отходами, полученными только от демонтажа каналов.</p> <p>Дальнейшее обращение с графитовыми отходами (после 50 лет временного хранения) будет обосновано в проекте глубинного могильника «Подготовка и реализация программы исследований по расположению мест для глубинного могильника»</p> <p><a href="https://www.iaea.lt/tu/dejateInost.proekty-ro-snjajaju-s-eksploatacijiproekt-glubinного-mogilnika/425">https://www.iaea.lt/tu/dejateInost.proekty-ro-snjajaju-s-eksploatacijiproekt-glubinного-mogilnika/425</a></p>
<p>-каким образом реализуется защита персонала и окружающей среды при работах по извлечению графита, обработке и сортировке извлеченного графита от воздействия хлора-36 и трития;</p>	<p>На всех стадиях обращения с графитовыми отходами, которые будут получены при демонтаже каналов, различными техническими средствами организованы локализация, а также локальный отвод возможной графитовой пыли и газообразных р/а элементов (в т.ч. хлора-36 и трития) от всех потенциальных мест образования графитовой пыли в общую систему специальной вытяжной вентиляции и далее в общую вентиляционную трубу ИАЭС. Система специальной вытяжной вентиляции оснащена системой фильтров, способной очищать вытягиваемый воздух из технологических помещений ИАЭС до установленных пределов.</p> <p>Операции по обращению с каналами и формированию герметичной упаковки осуществляются операторами дистанционно.</p> <p>Таким образом, воздействие хлора-36 и трития на персонал и окружающую среду не превысит установленных норм.</p>
<p>-с применением какого оборудования будет осуществляться разбор графитовой кладки. Были ли разработаны и внедрены интерактивные имитационные модели для отработки процедур демонтажа графитовой кладки, а также для подготовки персонала, который будет выполнять эти работы;</p>	<p>Данная деятельность не относится к проекту 2102. В рамках разработки отдельного проекта «ДиД оборудования рабочей зоны R3 (Проект 2103)» будет выполнена оценка воздействия на окружающую среду. В соответствии с конвенцией Espoo, результаты будут предоставлены для трансграничной оценки. Тем не менее, учитывая интерес белорусской стороны, ниже приводим дополнительные пояснения.</p> <p>Для того, чтобы выбрать перечень оборудования и инструментов, предусмотреть методы тестирования, обеспечения качества для безопасного и эффективного демонтажа графитовой кладки РБМК-1500 на всех этапах внедрения потребуются разработать инженерную концепцию, выбрать наиболее безопасный вариант технологического решения, как для извлечения облученного графита из реакторного пространства, так и подходящей технологии обращения с радиоактивными отходами, включая хранение на площадке ИАЭС, их лицензирование. Как сказано выше, данные задачи реализуются в рамках проекта «ДиД оборудования рабочей зоны R3 (Проект 2103)», и опытные подрядчики будут привлечены к этой деятельности. Игналинская АЭС в настоящее время проводит публичную</p>

	<p>международную закупку «Инженерные услуги, относящиеся к снятию с эксплуатации реакторов Игналинской АЭС» в рамках которой будет разработана концепция демонтажа зоны R3 реактора.</p> <p>Для этапов проектирования и внедрения технологий демонтажа конструкций реакторов, включая подготовку персонала, будет применяться компьютерное моделирование, использование масштабных стендов-имитаторов и т. п., в соответствии с проверенной инженерной практикой внедрения такого рода проектов.</p> <p>В 2020 году Сейм Литовской Республики своим постановлением утвердил механизм финансирования окончательного захоронения (глубокого геологического хранилища) отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и высокоактивных радиоактивных отходов (РАО), внося изменения в положения Резервного фонда, в соответствии с которым Литва ежегодно отчисляет часть дивидендов всех государственных предприятий (которые обязаны перечислять дивиденды в государственный бюджет) или не менее 3 миллионов евро на отдельный счет Резервного фонда (предназначенный для сбора средств на глубокое геологическое хранилище). Все доходы государственного предприятия «Игналинская атомная электростанция», полученные от продажи избыточных активов, направляются в Резервный фонд. Также в этом постановлении установлен механизм не позволяющий использовать средства выделенные на глубинное геологическое хранилище не по назначению.</p>
<p>-обеспечена ли в полной мере литовская сторона необходимыми финансовыми средствами (накопленными фондами) для проведения работ по выбору площадки, проектированию, сооружению и вводу в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации глубинного пункта захоронения.</p>	<p>В презентации на стр. 26 была допущена опечатка. Исправлено и указано, что максимальная оценка годовой эффективной дозы для репрезентанта равна 7,47E-06 мЗв. Значение в микрозивертах указано верно - 0.00747 <math>\mu</math>Sv и оставлено без изменений.</p> <p><i>Обновленная презентация отправлена в Министерство окружающей среды.</i></p>
<p>10. Также обращаем внимание, что в представленных материалах дополненного технического резюме проекта 2102 результаты оценки годовой эффективной дозы 7,47E-06 мЗв для члена критической группы населения в период реализации проекта 2102 на 2023-2028 годы не соответствуют данным презентации Ignalina Nuclear Power Plant Commissioning - Transboundary consultation on EIA - Dismantling and Decontamination of equipment from Ignalina Nuclear Power Plant Unit 2 reactor R1 and R2 zones, где указано, что максимальная оценка годовой эффективной дозы равна 7.47E-04 мЗв.</p>	<p>Согласно Конвенции о ядерной безопасности (см. Convention on nuclear safety (CNS) Introduction to the CNS and Its Associated Rules of Procedure and Guidelines, Article 15):</p> <p><i>«Each contracting party shall take the appropriate steps to ensure that in all operational states the radiation exposure to the workers and the public caused by a nuclear installation shall be kept as low as reasonably achievable and that no individual shall be exposed to radiation doses which exceed prescribed national dose limits.»</i></p> <p><i>«Каждая договаривающаяся сторона принимает соответствующие меры для обеспечения того, чтобы на всех этапах эксплуатации радиационное облучение работников и населения, вызванное ядерной установкой, должно поддерживаться на разумно достижимом низком уровне, и что ни один человек не должен подвергаться дозе облучения, которые превышают установленные национальные пределы доз.»</i></p>
<p>Оценка годовой эффективной дозы на границе санитарно-защитной зоны в период 2023-2028 годов для членов критической группы населения от всех реализуемых проектов на площадке ИАЭС составляет величину 1,62E-02 мЗв в год (16,2 мкЗв в год), что превышает значение эффективной дозы 10 мкЗв в год - минимальное ограничение дозы, когда потребности в радиационной защите населения Республики Беларусь не возникает.</p>	

	<p>Таким образом, это положение подтверждает, что ИАЭС как ОЯЭ Литовской Республики, обязана выполнять требования радиационной безопасности Литвы, но не Белоруссии. Тем не менее, учитывая интерес белорусской стороны, ниже приводим дополнительные пояснения.</p> <p>В Таблице 1. для годовых доз облучения репрезентанта по проектам В1, В19-1, В2,3,4 с большим консерватизмом приведена максимальная годовая доза облучения репрезентанта, которая была рассчитана для конкретных операций в ограниченный период и распространена на всё время выполнения проектов. Так, например, для проекта В1 приведена максимальная годовая доза облучения репрезентанта, указанная в документе [1], которая была рассчитана для периода перевозки ОТВС с ЗБВ-1,2 на ПХОЯТ. В настоящее время выгрузка из ЗБВ-1,2 и перевозка ОТВС в ПХОЯТ практически завершена, и в 2023 году (начало работ по проекту 2102) все топливо с блоков уже будет вывезено. Аналогичный подход применялся и по другим проектам В19-1, В2 и В3,4 - выбиралось максимальное значение и распространялось на всё время проекта. И даже при таком консервативном подходе, значения доз облучения значительно ниже установленных в ЛР пределов ограниченной дозы, обусловленной радиоактивными выбросами в окружающую среду 0,1 мЗв.</p> <p>Если взять менее консервативные, но более реальные данные по проектам В1, В19-1, В2, В34 (которые все прошли трансграничную оценку) из соответствующих документов [2], [3], [4], и распространить эти данные на время выполнения проекта по годам, то Таблица 1. будет выглядеть следующим образом (см. Приложение 1.). Из данных приведённых в Таблице 1. видно, что значения годовых эффективных доз облучения репрезентанта от всех реализуемых проектов ИАЭС в течении выполнения проекта 2102 (2023-2027 г.г.) на границе СЗЗ не превысит величину 7,36Е-03 мЗв в год (7,36 мкЗв в год), что даже меньше значения эффективной дозы 10 мкЗв/год, как указано в письме Белоруссии №. 11-1-1/9-ино от 2022-01-12., когда нет потребности в радиационной защите населения Республики Беларусь.</p> <p>[1] «Проект снятия с эксплуатации для фазы окончательного останова и выгрузки топлива 2-го энергоблока ИАЭС (U2DR0). Отчет влияния на окружающую среду».</p> <p>[2] (Проект В1) « Отчет об оценке воздействия на окружающую среду. Временное хранилище для отработанного ядерного топлива РБМК 1-го и 2-го блоков Игналинской АЭС. S/14-658.5.9/EIA-R-04”.</p> <p>[3] (Проект В19-1) “Отчет об оценке воздействия на окружающую среду. Хранилище для короткоживущих очень низкоактивных отходов. S/14-PI.05.02.02.01.0001/EIAR-DR1/R:5”.</p> <p>[4] (Проект В2,3,4). “Отчет об оценке воздействия на окружающую среду. Новый комплекс по обращению и хранению твердых радиоактивных отходов Игналинской АЭС. S/14-780.6.7/EIAR/R:5”.</p>
<p>11. Стоит отметить, что согласно подходам Международной комиссии по радиологической защите, в Республике Беларусь ограничение эффективной дозы величиной 1 мЗв/год применяется в тех случаях, когда отсутствует прямая польза для потенциально облучаемых людей от</p>	<p>1. В своей деятельности Игналинская АЭС, как объект ядерной энергетики, неукоснительно выполняет требования нормативных документов Литовской Республики, в том числе, гигиенические нормы Литвы HN 73:2018 „Основные нормы защиты от радиации”, утвержденные приказом министра здравоохранения Литовской Республики №. V-886 от</p>

планируемой хозяйственной деятельности, но имеется польза общественная.

Минимальным ограничением дозы, когда потребности в радиационной защите не возникает, является значение эффективной дозы 10 мкЗв/год (Санитарные нормы и правила Республики Беларусь «Требования к радиационной безопасности», утвержденные постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь от 28 декабря 2012 г. № 213). Принимая во внимание тот факт, что размещение на границе объектов хранения ОЯТ и других новых ядерных установок ИАЭС не дает общественной пользы для населения Беларуси, следует признать оправданным применение ограничения эффективной дозы 10 мкЗв/год при реализации проектов снятия с эксплуатации ИАЭС.

С учетом вышесказанного, считаем не корректным утверждение, о том, что воздействие планируемой хозяйственной деятельности на окружающую среду за пределами санитарно-защитной зоны пренебрежимо мало, и что не будет оказано дополнительное радиологического влияния на население Республики Беларусь.

2018-07-03. Положения HN 73:2018 соответствуют требованиям Совета Евroatом 2013/59/Euratom и рекомендациям Международной комиссии по радиологической защите. Требованиям HN 73:2018 установлена ограниченная доза (годовая эффективная доза) для населения, подвергающегося воздействию от радиоактивных выбросов (воздушным и водным путем) в окружающую среду из ОЯЭ, которая составляет 0,2 мЗв. Указанная ограниченная доза распространяется на население, проживающее за пределами СЗЗ. Для ИАЭС радиус СЗЗ составляет 3 км.

2. Обращаем внимание, что годовая эффективная доза облучения населения, проживающего на границе СЗЗ ИАЭС, обусловленная **фактически измеренной активностью** воздушных выбросов, значительно ниже указанной в проектной документации. Для сравнения, в таблице ниже приведены годовые эффективные дозы облучения (планируемые и обусловленные фактически измеренной активностью) в 2019–2021 годы. Приведенные данные убедительно демонстрируют, что планируемые активности радионуклидов в воздушных выбросах и обусловленные этими активностями планируемые годовые эффективные дозы облучения населения на границе СЗЗ рассчитываются консервативно.

3. Также обращаем Ваше внимание, что обсуждаемая деятельность по проекту 2102 не является деятельностью по размещению на границе объектов хранения ОЯТ и других новых ядерных установок ИАЭС, как трактуется деятельность белорусской стороной. Для новых объектов хранения ОЯТ и радиоактивных отходов (уже построенных СХОЯТ, В1, В234, В19-1 и планируемых В19-2 и В25) процедура ОВОС, включая межгосударственные консультации, уже завершена и о воздействии на соседние страны новых ОЯЭ Беларусь была своевременно информирована.

Поэтому использование для сравнения значения эффективной дозы 10 мкЗв/год, когда нет потребности в радиационной защите, является неправильным и некорректным.

По нашему мнению, раз ОЯЭ на границе уже есть, их планируемое воздействие оценено и соседние страны информированы, ориентироваться следует на другое значение, определенное Санитарными нормами и правилами Республики Беларусь «Требования к радиационной безопасности», а именно: на п. 49, который устанавливает граничную дозу, равную 0,3 мЗв/год для контроля облучения населения от объектов, на которых осуществляется долговременное хранение и (или) захоронение радиоактивных отходов (в том числе долгоживущих), и/или п. 50 – граничную дозу для населения, равную 0,1 мЗв/год для случаев планируемого сброса долгоживущих радионуклидов в окружающую среду.

4. Проект 2102 не связан с организацией временного хранения топлива или других ядерных установок. Указанный проект связан с демонтажем реакторного оборудования (не включая разборку реактора, а только извлечение технологических каналов, пароводяных и нижних водяных коммуникаций) и направлен на приведение объекта в безопасное состояние.

Влияние комплекса В1 (хранилище топлива) как видно из данных, приведенных в таблице, на три порядка ниже, чем планируемое. Предпосылок к увеличению активности выбросов нет, так как фактически 100% топлива помещено в контейнеры и вывезено.

Год	Доза, мЗв/год					
	ИАЭС, план/ факт.	ПХОЯТ, В1 план/ факт.	КОХТО, В3,4 план/ факт.	КИТО, В2 план/ факт.		
2019	1,37E-02 3,48E-03	1,5E-04 2,79E-07	5,93E-04 2,24E-05	2,00E-03 1,69E-04		
2020	1,15E-02 1,79E-03	1,5E-04 2,05E-07	5,93E-04 0,0	2,00E-03 1,68E-04		
2021	1,15E-02 1,37E-03	1,5E-04 1,0E-06	5,93E-04 3,17E-07	2,00E-03 2,20E-04		

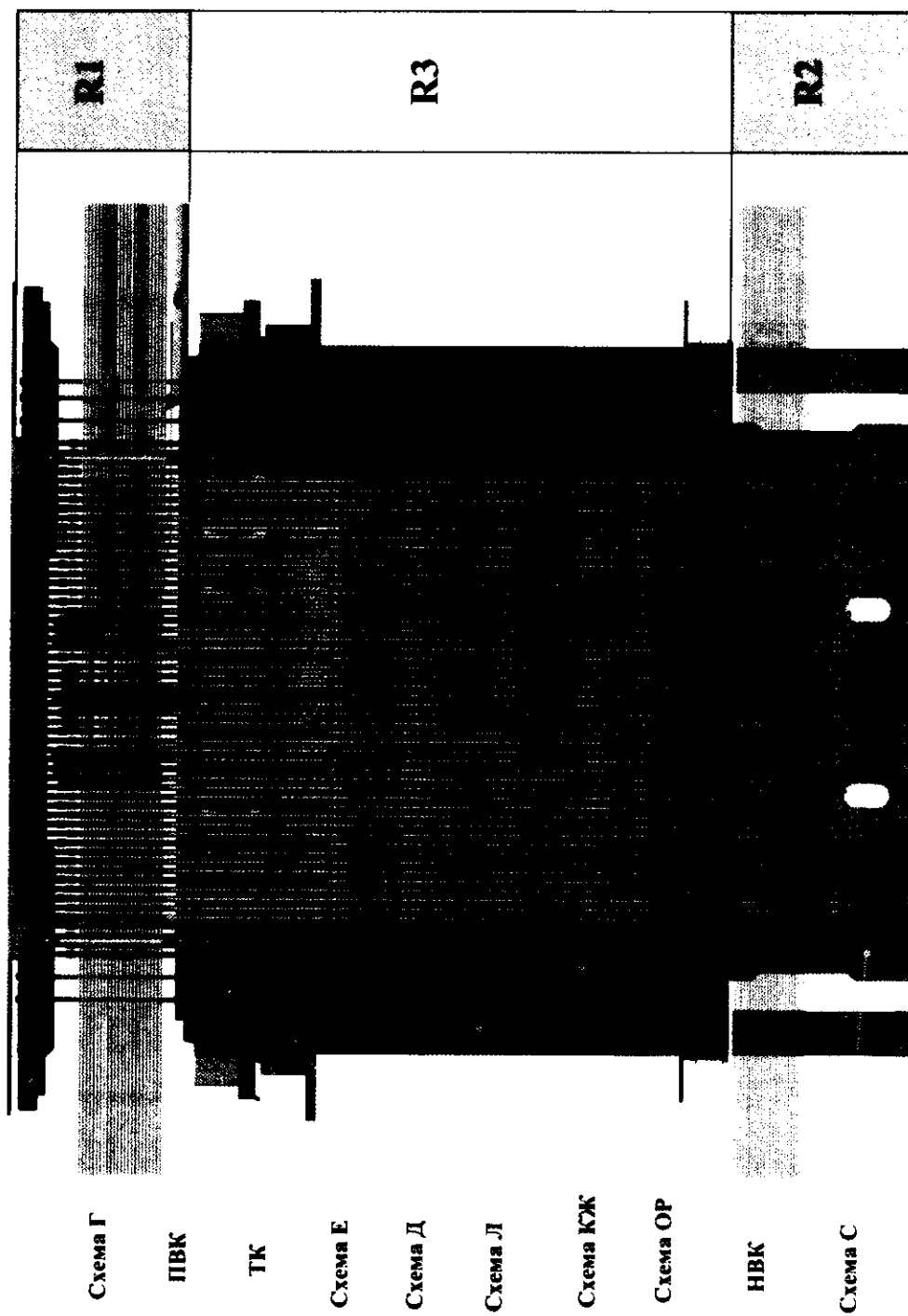
По факту общего воздействия ИАЭС на границе СЗЗ на порядок ниже плана и соответственно ниже упомянутого в письме предела в 10 мкЗв/час.

Сокращения, использованные в тексте ответов:

- Д/Д – демонтаж и дезактивация  
 ИАЭС Игналинская АЭС  
 МОС – министерство окружающей среды  
 МЭ – министерство энергетики  
 КИТО – комплекс извлечения твердых радиоактивных отходов (В2 проект)  
 КОХТО – комплекс обработки и хранения твердых радиоактивных отходов (В3/4 проект)  
 КСК - конструкции, системы и компоненты  
 ПХОЯТ – промежуточное хранилище отработавшего ядерного топлива  
 ОАБ – отчет анализа безопасности  
 ОНАО – отходы очень низкой активности  
 ООВОС – отчет оценки воздействия на окружающую среду  
 ОТВС – отработавшие тепловыделяющие сборки  
 ОЯТ – отработавшее ядерное топливо  
 ОЯЭ – объект ядерной энергетики  
 РАО – радиоактивные отходы  
 РБМК – реактор большой мощности канальный  
 СЗЗ – санитарно-защитная зона  
 ТВС – тепловыделяющие сборки  
 ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент  
 ТП – технологический проект  
 R1, R2, R3 - Схема размещения основных конструкций, схем, рабочих зон R1, R2, R3 реактора РБМК-1500 в приложении 2



Приложение 2. Условное размещение основных конструкций, схем, рабочих зон R1, R2, R3 реактора РБМК-1500.



**The responses to the questions of the authorities of the Republic of Belarus provided by the letter “No. 11-1-1/9-ino of 2022-01-12” regarding the transboundary environmental impact assessment procedure for Project 2102 “Dismantling and decontamination of equipment from Ignalina Nuclear Power Plant Unit 2 reactor R1 and R2 zones”**

No.	Comments of the Republic of Belarus	Response
1.	<p>The information provided by the Lithuanian side in paragraph 1.2 regarding the availability of information on the management of spent nuclear fuel and the environmental impact assessment in the Environmental Impact Assessment Report (EIA) of B1 project (2007) requires additional explanations. Thus, in the 2007 EIA report “Interim storage of spent nuclear fuel from a high-power channel-type reactor (RBMK) from Ignalina NPP Units 1 and 2”, information on ensuring the safety of non-project storage of damaged spent nuclear fuel is not provided. The report indicates only the intention to design and install special equipment for the processing of damaged spent nuclear fuel, including the collection and removal of fuel debris from the bottom of the pools. Please provide any missing information.</p>	<p>We would like to draw your attention that the information referred to in the comment has been earlier presented for the Republic of Belarus, therefore the provided comment is incorrect.</p> <p>1. The development of a method for the safe handling of damaged fuel assemblies stored in the spent fuel storage pool halls of the INPP Units 1 and 2 (hereinafter – B1 project), the safe handling of damaged fuel assemblies, their loading into protective casks and transportation to the interim spent fuel storage facility and placement at the storage location specified by the project, including operations with experimental fuel and nuclear fuel debris in the spent fuel storage pools, was one of the requirements of the Technical Specification for the procurement of services for the design and construction of the interim storage facility for RBMK spent fuel assemblies from INPP Units 1 and 2.</p> <p>The B1 project Environmental Impact Assessment Report includes an assessment of the impact on personnel, the population, and the environment when handling not only leak-tight fuel, but also damaged and experimental fuel.</p> <p>Belarus was informed in due time about the assessment carried out, within the framework of transboundary consultations held in 2007.</p> <p>The following chapters and subchapters of the aforementioned Report, which contains the relevant estimations and explanations, are cited as an example of the assessment carried out:</p> <p>2. Main equipment and technological processes:</p> <p>2.1.2. Damaged and experimental spent nuclear fuel.</p> <p>2.3.2. Processing of mechanically damaged and experimental fuel.</p> <p>5.1.1.1. Potential releases to environment from the reactor units.</p> <p>During normal operation of proposed economic activity:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• possible radioactive releases during processing of leaking SFAs in the existing hot cell;</li> <li>• possible radioactive releases during handling of over pack cartridges, bundles and baskets with leaking spent nuclear fuel;</li> <li>• possible radioactive releases during processing of mechanically damaged and experimental fuel assemblies and collecting of fuel debris;</li> <li>• possible releases into existing ventilation system of radioactive gasses during drying and evacuation of the cask cavity.</li> </ul> <p>Table 5.1.1-1. Activity potential release sources, activity migration pathways and potentially threatened objects due to processing and handling of SNF at reactor units.</p> <p>5.1.1.1. Assessment of potential activity release sources.</p>

Subchapter "Estimation of potential annual releases due to processing and handling of leaking fuel".

Table 5.1.1-3. Potential amount of annually released activity due to processing and handling of leaking fuel at reactor units.

Subchapter "Estimation of potential annual releases due to processing of damaged and experimental fuel and collecting of fuel debris".

Table 5.1.1-4. Potential amount of annually released activity due to processing of mechanically damaged and experimental fuel.

Table 5.1.1.-6. Annual release of airborne activity into environment of Storage Pools Hall.

Table 5.1.1.-7. Annual release of airborne activity into atmosphere through INPP main ventilation stacks.

The EIAR notes that "The DFHS will start operating after all undamaged (including leaking) fuel assemblies are emptied from the storage pools. Therefore, releases into atmosphere from undamaged (including leaking) fuel handling and from DFHS will not occur at the same time and therefore shall not be summed".

The INPP have ensured the following sequence of work for the handling of the leaking SNF:

- *until August 2020, only leak-tight fuel was handled at the INPP units;*
- *from September 2020, work started on the transportation of the leaking fuel from Unit 1, which was completed in May 2021;*
- *after the installation of the damaged fuel handling system at Unit 2 in May 2021, the transportation of damaged fuel from Unit 2 was started.*

The actual data on the damaged SNF remaining to load into casks as of 2022-02-15 is provided in the response to question 3 (further, the listing of the B1 project EIA chapters, where the requested information is provided, is continued).

5.1.5. Methods to assess the impacts and estimation of potential impact due to release of airborne activity.

5.1.5.1. Annual exposure of personnel due to release of airborne activity into the environment of Storage Pools Hall

Table 5.1.5-1. Potential annual exposure of operating personnel due to release of airborne activity into environment of Storage Pools Hall.

5.1.5.2. Annual exposure of population due to release of airborne activity into atmosphere from reactor units.

Table 5.1.5-2. Potential annual exposure of critical group member due to release of airborne activity from reactor units.

5.2.1. Potential impact from activities at reactor units.

5.2.1.1. Estimated collective doses to personnel due to external irradiation during normal operation of the proposed economic activity.

Subchapter "Leaking fuel handling at reactor units".

Subchapter "Damaged and experimental fuel processing and fuel debris collection".

In Table 9.1-1. Risk analysis of potential accidents resulting from proposed economic activity – the risk of potential accidents when working with the Damaged Fuel Handling System has been assessed.

9.2. Dose assessment for the accidental cutting of fuel rods within a fuel bundle.

The analysis provides a scoping assessment for the potential dose to operator and member of the public in the event that an operator accidentally cuts into the fuel rods while processing a damaged fuel assembly.

9.2.2.3. Summary of potential radiological impact.

The calculations of dose to operator in the event of accidentally cutting into the fuel rods while processing a damaged fuel assembly by defective fuel handling system are summarized in Table 9.2.2-3. "Annual effective dose to operator in case of fuel bundle cutting through accident (for fuel of 2.8 % enrichments of U-235 with Erbium absorber)".

9.2.3. Population exposure due to release of airborne activity into atmosphere.

9.2.3.3. Summary of potential radiological impact.

The calculations of dose to the critical group member of the population in the event of accidentally cutting into the fuel rods while processing a damaged fuel assembly by defective fuel handling system are summarized in Table 9.2.3-3 "Annual effective dose to the critical group member of the population in case of fuel bundle cutting through accident (for fuel of 2.8 % enrichments of U-235 with Erbium absorber)".

9.3. Dose assessment for the accidental breaking of fuel rods within a fuel bundle.

The analysis provides a scoping assessment for the potential dose to operator and member of the general public in the event of accidental breaking of fuel rods within a fuel bundle while processing a damaged fuel assembly.

9.3.2. Personnel exposure due to release of airborne activity into environment of Storage Pools

Hall.

Table 9.3.2-1. Annual effective dose to operator in case of fuel bundle breaking accident (for fuel of 2.8 % enrichments of U-235 with Erbium absorber).

9.3.3. Population exposure due to release of airborne activity into atmosphere.

The calculations of dose to the critical group member of the population in the event of accidental breaking of fuel rods within a fuel bundle while processing a damaged fuel assembly by defective fuel handling system are summarized in Table 9.3.3-1 "Annual effective dose to the critical group member of the population in case of fuel bundle breaking accident (for fuel of 2.8 % enrichments of U-235 with Erbium absorber)".

9.4.1. Potential radiological impact to personnel due to emergency situations of proposed economic activity.

Table 9.4.1-1. Annual effective dose to the members of personnel due to emergency situations of proposed economic activity.

9.4.2. Potential radiological impact to population due to emergency situations of proposed economic activity.

Table 9.4.2-1. Annual effective dose to population due to emergency situations of proposed economic activity.

10. Potential impact on neighbouring countries.

10.2.1. Radiological impact due to normal operation.

Table 10.2.1-1. Annual effective dose to population due to normal operation of proposed economic activity (SNF transfer phase).

Table 10.2.1-2. Annual effective dose to population due to normal operation of proposed economic activity (Interim SNF storage phase).

10.2.2. Radiological impact due to emergency situations.

Table 10.2.2-1. Annual effective dose to population due to emergency situations of proposed economic activity.

2. At the end of 1993, work was carried out to lift up the fallen and damaged SFAs and arrange them in pool 236/1 of Unit 1 according to the temporary storage scheme. The works related to the lifting up of the fallen SFA were performed in compliance with the Technical Decision No TP-4888 agreed with the regulatory body (VATESI). The visual inspection of the lifted up SFA indicated that they are irradiated (Act No 1-13/142. Provision of the nuclear safety during emergency situations related to SFA fall on the bottom of the storage pool is analysed in the conclusion No 91-058 of the Nuclear Safety Division of the Physics-Energy Institute and the report No 7603 "Critical parameters

for storage of the spent nuclear fuel from the RBMK reactors”, dated 1989.

The safety justification of storage of the damaged SFAs (as shown in the photo to the question 2) was performed and agreed upon with the regulator (VATESI).

The safe operation limits set in the Technical Regulation and agreed with the VATESI, have not

No.	Parameters	Nominal value	Limit of safe operation
1.	Temperature, °C	20 ÷ 50	60
2.	Water level from the SPH floor, mm	950 ÷ 650	1000

been violated during the entire storage period of such SFAs in the storage pools.

No.	Parameters	Nominal value	Control level
1.	æ – electrical conductivity, µS/cm	≤ 3.0	2.8
2.	pH	5.5 ÷ 8.0	–
3.	Cl <sup>-</sup> – concentration of chloride ions, µg/l	≤ 100	80
4.	Fe – concentration of iron ions, µg/l	≤ 1000	500
5.	Oil products, µg/l	≤ 200	150

Such SFAs and their storage method were a legacy from the early years of INPP operation.

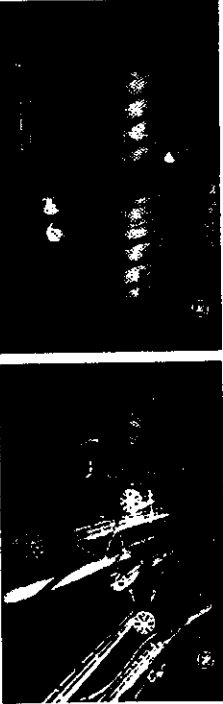
Within the framework of the B1 project, a special system for handling damaged SFAs was designed, justified, and implemented to solve this legacy problem.

Currently, all leaky, severely damaged, and experimental SNF, including the SFAs shown in the photo below, are safely loaded into casks.

3. The information on the safety justification of damaged spent nuclear fuel handling has already been provided as the responses to questions 6 and 10 of the Belarusian side of the previous iteration of the discussion in the transboundary context of the proposed economic activity on D&D of equipment from Unit 2 work zones R1 and R2 (Project 2102), where safety aspects of damaged SNF handling, which were substantiated in the “Addendum to the Final Safety Analysis Report of ISFSF, B1 project (Damaged Fuel Handling)”, ArchPD-2245-77849, are indicated, and basic operations for damaged SNF handling at the units are presented.

Thus, all the information on the handling of damaged SNF has already been provided to the Belarusian side.

4. Please note that the issues related to the B1 project environmental impact, and the provision of data on actual (factual) releases during SNF handling, as well as the doses to the representative due

	<p>to these releases, according to the Espoo Convention, are provided to the Belarusian side as part of the post-project analysis of this project (B1), which is a transboundary interaction process. Moreover, Project 2102 is not related to SNF – the non-technical summary of Project 2102 states that the subject matter of this project is dismantling of the technological equipment from zones R1, R2 (and lists such equipment) and management of the generated waste.</p>
<p>2. Information that the damaged spent fuel assemblies were stored in the conditions stipulated by the project, i. e. in special casks and places serving as an additional physical barrier to the potential spread of radionuclides in the event of project and beyond project accidents is considered to be distorted. As can be seen in the figures below, damaged and severely deformed spent fuel assemblies are placed on cables without special protective equipment, which cannot be a project storage.</p>  <p>In this regard, please provide information on the measures taken in compliance with the requirements of paragraphs 6.61, 6.62 of the IAEA Safety Standards GS-G-3.5 "Management System for Nuclear Installations", in terms of informing (reporting) about the incident at the INPP of 9 June 2020 to international authorities and third concerned bodies.</p>	<p>The response to this question should be read in conjunction with the response to question 1 above. The SFA placement method, shown in the photo, was used at the INPP only in one location – in consoles 12 of the right half-row of pool 236/1 of Unit 1. This half-row contained severely damaged SFAs in the amount of 10 SFAs and 4 separate fuel bundles of SFA. Provision of the nuclear safety during emergency situations related to SFA fall on the bottom of the storage pool is analysed in the conclusion No 91-058 of the Nuclear Safety Division of the Physics-Energy Institute and the report No 7603 "Critical parameters for storage of the spent nuclear fuel from the RBMK reactors", dated 1989.</p> <p>The specified location, method of storage, and safety measures for such storage have been agreed with the regulator by a separate Technical Decision No TP-4888. Please note that all SNF from Unit 1, including the listed severely damaged SNF, has already been transported to the external storage at the ISFSF.</p> <p>In accordance with the established criteria, the operator (INPP) informed the regulatory authority (VATESI) about the event that occurred in 2020-06-09 on the fall of the SFA fuel rod bundles during the SFA storage in the spent fuel storage pool, and an investigation of the causes was carried out. During the investigation it was determined that the event did not have radiological consequences. SFA was not more damaged, the water of the storage pools was not contaminated with radionuclides, the bottom of the storage pools was not damaged, the premises of the spent fuel storage pools were not contaminated with radionuclides, there was no increase in radionuclide releases into the environment, therefore, no additional impact to the personnel and the population. The event was assessed as below scale/0 according to the INES scale. Therefore, the consequences of the event did not require informing of the international institutions.</p> <p>Remark. In compliance with the valid laws of the Republic of Lithuania VATESI is responsible for notification of the international institutions on the events at the nuclear installations. Information on the investigation of the event that occurred on 9 June 2020 is also included in the response to the international experts Question No. 75 to the last Lithuanian National Report on the implementation of the international convention on the safety of SNF and RAW management.</p> <p>The INPP performs its activities in accordance with the Laws of the Republic of Lithuania, the Nuclear Safety Requirements of the Republic of Lithuania, developed in accordance with the IAEA safety guidelines.</p> <p>Pursuant to the Law on Nuclear Safety of the Republic of Lithuania and the Nuclear Safety Requirements of the Republic of Lithuania "Decommissioning of Nuclear Facilities", structures, systems and components (hereinafter – SSC) which are unused and not important to the safety of the Nuclear Facility (NF) can be dismantled and decontaminated during the final shutdown of NF, if SSC</p>
<p>3. We consider untenable the remark of the Lithuanian side on the comments of the Belarusian side presented in paragraphs 1.1 and 1.2., as not related to Project 2102. Firstly, The dismantling of Unit 1 of the INPP started in 2010 and Unit 2 in 2014, taking into account the fact that the equipment dismantling operations started before the removal of all nuclear fuel from the reactors and storage pools of Units 1 and 2.</p>	

	<p>can be easily separated from other SSC and they are not needed for further work during the operation of NF, as well as during the decommissioning of NF. Such work can be done only after the descriptions of dismantling and/or decontamination work on these SSC have been developed, a safety analysis and justification of these works has been performed, and these documents have been agreed upon with the regulator (VATESI).</p> <p>In accordance with the above, and in accordance with the Final Decommissioning Plan and Schedule, several different projects for the dismantling and decontamination (D&amp;D) of disconnected and isolated equipment have been carried out at INPP.</p> <p>In addition to the Environmental Impact Assessment, for all such D&amp;D projects, the Technology Design documentation (TD), Safety Analysis Reports (SAR) were developed and agreed upon with VATESI in accordance with the requirements of the regulatory documents, and permissions to perform work on D&amp;D were obtained from VATESI.</p> <p>Within the framework of the TD, requirements were defined for the procedure for performing a set of works on individual equipment D&amp;D at Units 1 and 2 of the INPP. Within the framework of the SAR, among other things, it was confirmed that the solutions and technologies chosen in the TD are safely integrated into the existing conditions of the INPP during the implementation of the D&amp;D project, and that there is no negative impact on the safety and normal functioning of the INPP systems remaining in operation, including SNF handling systems.</p> <p>Also, please note that Project 2102 is scheduled to start in September 2023, i. e. following the transportation of all SNF from the INPP units (to be completed by mid-2022).</p> <p>All work with SNF at the INPP units is carried out without delay from the schedule for SNF unloading from the units, see the information below.</p> <p>The presence of SNF at the INPP units (data as of 2022-02-11):</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• all SNF from Unit 1 has already been transported to the external storage at the ISFSF,</li> <li>• at Unit 2 – 7 damaged SFAs were loaded into CAN160 cartridges. It remains to load the last of the damaged SFAs into the cartridges. After that, all cartridges with damaged SFA will be loaded into the last cask. The last cask is scheduled to be transported in early April 2022.</li> </ul> <p>188 loaded casks transported to the ISFSF:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• from Unit 1 – 88 casks, including 11 casks with damaged fuel;</li> <li>• from Unit 2 – 100 casks, including 9 casks with damaged fuel.</li> </ul> <p>1. Special ventilation systems of reactor units serve the premises in which work is simultaneously carried out on different projects. It is technically difficult to separate the activity of radioactive aerosols entering a special ventilation system during the process of a specific project only, because this system also receives radioactive aerosols from the processes of other projects. Therefore, the proposal of Belarusian side to assess the contribution to the total annual dose at each stage of the project being implemented is redundant, and technically difficult to implement. Moreover, it is no longer advisable at this stage since the transportation of the last cask is planned for early April 2022. Thus, work on the damaged fuel at the unit will be completed</p>
<p>Secondly. Spent nuclear fuel management works lag behind the schedule for the decommissioning of the INPP approved by the authorities of Lithuania in 2020. According to the information provided as of 30 July 2021, 153 spent fuel assemblies remain in the storage pool of Unit 2, and the term of transportation of all spent fuel of the INPP to the Interim Spent Nuclear Fuel Storage Facility (ISFSF), including leaky fuel, is shifted to the 3rd quarter of 2022 by the start of the implementation of Project 2102.</p>	
<p>Since it is operations with leaky fuel that have the greatest environmental impact, the assessment of annual radiation doses to the member of the critical group of population not only for the U1DP0 and U2DP0 projects (Table 1 of supplementary non-technical information), but also for contributions to the total annual dose at each stage of the project will require major adjustments.</p>	

before the start of Project 2102.

2. Work on damaged fuel has been assessed in the B1 project EIA Report; the Republic of Belarus was informed about the activities under this project during the planning stage of the activities and is informed in the frame of the development of post-project analysis reports; see also the response to question 2.
3. Additionally, for comparison, we would like to present the data assessed during the development of the EIAR and the data of the actual measurements performed by the certified INPP Environmental Protection Laboratory issued with the valid Permit No LAT-214, as of 2010-05-18, issued by the Environmental Protection Agency under the Ministry of the Environment for sampling and measurement of the environmental samples parameters, including measurement of the radionuclide concentration. This laboratory proved the quality of performed measurements by performing the accreditation for compliance with the international standard LST EN ISO/IEC 17025:2018 (certificate No. LA.090-01-2 of the National Bureau of Accreditation of the Republic of Lithuania). As has been repeatedly stated, the assessment performed prior to the commencement of the proposed activity is always very conservative. The actual results are significantly lower than those specified by the EIA.

	Impact assessment, Sv
B1	4.15E-04
U1DP0	1.60E-03
U2DP0	3.78E-03

NF	Actual data, Sv		
	2018	2019	2020
B1	1.693E-10	2.789E-10	2.049E-10
Building 101/1*	7.750E-07	2.658E-06	4.117E-07
Building 101/2*	1.057E-06	6.022E-07	1.127E-06
<b>Total INPP</b>	<b>2.165E-06</b>	<b>3.476E-06</b>	<b>1.792E-06</b>

\*Data on building 101/1 include not only the implementation of the U1DP0 project, but also other D&D projects and ongoing technological activities, similarly, building 101/2 data include the U2DP0 project and others.

The actual data from the reports on the radiation contamination of the Unit 2 equipment to be dismantled were used for the EIAR of Project 2102, and thus the actual radiological condition of the equipment was considered. Furthermore, the data of the equipment specific activity measurements and sampling in 2017–2020 was used conservatively (without considering the radioactive decay of nuclides). In reality, at the time of dismantling (according to the most optimistic estimates in 2023), the activity of the dismantled equipment, and correspondingly the releases, will be lower. Besides,

As stated earlier, outside the U1DP0 project (INPP Unit 1 Decommissioning Project for Defuelling Phase) before the final shutdown of Unit 1 and the defuelling phase for the re-use of partially burnt fuel assemblies in the reactor of Unit 2, B8 project was implemented (Transportation of partially burnt nuclear fuel assemblies from Unit 1 to Unit 2). Under B8 project, the use of a part of the nuclear fuel from Unit 1 for

<p>power generation in Unit 2, which has higher initial enrichment (2.4-2.8 % for U-235) than the standard fuel of RBMK-1500 and, respectively, higher final burnup, led to the additional irradiation of equipment (induced activity) and activity accumulated due to the release of fission products from fuel rods and deposition on the walls of the graphite stack of R1 and R2 zones.</p> <p>In this regard, we ask you to provide information on how the radiation impact on the environment due to the additional induced activity of the equipment and the accumulated activity of the graphite channels of the reactor and stack during the implementation of the project for the dismantling of R1 and R2 zones is taken into account.</p>	<p>the monitoring results of radionuclide releases due to implementation of the project under consideration will be presented in the corresponding post-project analysis report.</p>
<p>4. Information is not provided and the assessment of the possible impact of the planned activity (Project 2102) on the environment and population in a transboundary context is not carried out. Moreover, the zone (radius) of the possible impact of the specified activity is not defined.</p>	<p>The report is developed in accordance with the requirements established by the Law of the Republic of Lithuania on EIA (the Law of the Republic of Lithuania on the Environmental Impact Assessment of the proposed economic activity, No. I-1495 of 15 August 1996, new edition No. XIII-529 of 27 June 2017) and the relevant by-laws establishing the procedure for the document development and agreed upon with Lithuanian institutions (EIA subjects).</p> <p>A detailed assessment of the potential impact on various environmental components of Project 2102 activities is provided in Chapter 4 of the EIA Report.</p> <p>Chapter 5 of the same Report provides the results of the assessment carried out in relation to transboundary impact.</p> <p>The non-technical summary submitted to the Republic of Belarus contains all the results of the assessment.</p> <p>In addition, summarizing the results of the assessment, we note the following:</p> <p>1. Among all the obtained results of the assessment carried out, the most significant is the potential radiological impact of the proposed activity.</p> <p>The possible radiological impact of the planned economic activity on the environmental components outside the sanitary protection zone (SPZ) is assessed as very low. According to the assessment carried out, the maximum annual effective radiation dose to the representative ("the member of the critical group of population" according to the formulation of the letter from the Belarusian side, No. 11-1-1/9-ino of 2022-01-12) will be 7.47E-06 mSv, which corresponds to 7.47E-03% of the constraint dose (annual effective dose) due to radioactive releases to the environment and equal to 0.1 mSv. The representatives of the INPP (or, in the terminology of the Belarusian side, "the member of the critical group of population") are the people who live outside the SPZ but might potentially be near to the SPZ, for example: gardeners, fishermen, farmers.</p>



2. The annual effective dose to the representative from all nuclear facilities operating in the sanitary protection zone of the INPP during the planned project implementation period (2023–2028) is 0.0162 mSv.

Because the calculated values of releases and radiation doses caused by these releases are significantly lower than the established limits, no further assessment of activity transfer to the territory of neighbouring countries has been carried out, since, considering the dispersion in the environment factor, when the distance from the release source is increased, the concentrations of radionuclides and radiation doses from them will be even lower.

According to paragraph 52 of the Sanitary norms and rules "Requirements for radiation safety" approved by the Decree of the Ministry of Health of the Republic of Belarus, No. 213 of 2012-12-28, the limited radiation dose to the population is 0.1 mSv/year for cases of planned discharge of long-lived radionuclides into the environment.

Thus, the impact of the proposed activities under Project 2102, as well as the cumulative impact from all nuclear facilities operating in the INPP sanitary protection zone during the planned project implementation period (2023–2028), complies with the requirements of the sanitary norms and rules of the Republic of Belarus as they do not exceed 0.1 mSv/year.

Please note that the INPP has already responded to the Republic of Belarus on this aspect in connection with the receipt of comments on the post-project analysis program for the new nuclear facilities (INPP letter addressed to the Ministry of Environment, No. JS-1040(1.187) of 2019-02-21, to the letter No. 11-1-1/303-ino of 2018-12-14, from the Ministry of Natural Resources and Environmental Protection of the Republic of Belarus). Since there has been no response, we believe that our position has been correctly understood and accepted. We also based on this when preparing reports on post-project analysis.

3. The analysis of incidents that could occur during the implementation of the proposed activities under Project 2102 showed that their possible negative impact would only affect personnel directly performing work at workplaces in the premises of the main building of Unit 2 – building 101/2. Since all workplaces in the premises of Unit A-2 are equipped with highly efficient emission treatment

<p>systems, there will be no increased environmental impact during all possible incidents. The maximum impact on personnel in the event of incidents during the performance of radiation-hazardous work due to the ingress of radioactive substances on the skin of employees will be 1.46 mSv, which is 0.3% of the permissible annual value (500 mSv) which is the limit equivalent dose for the skin of workers set in the Lithuanian Hygiene Standard HN 73:2018 "Basic Radiation Protection Standards".</p> <p>Works related to the transportation of packages containing RW generated from the proposed economic activity along the internal roads of the INPP site from building 101/2 to the radioactive waste treatment facilities are not included in the scope of Project 2102. The analysis of incidents when packages containing RW are damaged during transportation along the internal roads of the INPP site for the relevant RW has been included in the previously developed and approved in accordance with the established procedure documents: ELAR and SAR for the radioactive waste treatment and storage facilities. Information on these projects was provided to the Republic of Belarus during agreement of implementation of activity (INPP letter to the Ministry of Energy, No. IS-6359 of 2014-09-19).</p> <p>The non-technical summary of Project 2102 states that, in the most severe incident involving falling and damaging a transportation container, the possible impact on the representatives (members of the critical group) at the borders with Latvia and the Republic of Belarus would be (data from the B3.4 project Safety Analysis Report):</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• the effective radiation dose at the border with Latvia – 7.67E-04 mSv;</li> <li>• the effective radiation dose at the border with the Republic of Belarus – 1.03E-03 mSv.</li> </ul> <p>Thus, at a distance of 5.5 km from the theoretically possible accident site (at the State border with the Republic of Belarus) and further (at the State border with the Republic of Latvia) the expected annual effective dose will be below 0.001 mSv and from a radiological point of view can be considered negligible.</p> <p>4. Additionally, it should be noted that the Environmental Impact Assessment was carried out with a very high degree of conservatism, and the worst conditions, which can be short-term, were used as the basis for the calculations, but these maximally worst conditions are extended over the entire period of the implementation of a particular project. (Note. Regarding the conservatism of the performed calculations, see the response to questions 10, 11).</p> <p>In practice, and this is demonstrated in the post-project analysis reports submitted to neighbouring countries, the actual environmental impact is significantly lower than estimated in the EIA Reports.</p> <p>5. We would also like to draw your attention to the fact that the modeling of airborne releases transfer and the assessment of the potential radioactive impact on neighbouring countries will be mandatory provided in the ELA Report for the reactor dismantling project (Project 2103). The report will be submitted to neighbouring countries for their consideration.</p>	<p>Note. The response to this question should be read in conjunction with the response to questions 4 and 11. Table 1 (at the end of the non-technical summary) shows the annual radiation dose to the population due to the impact of airborne radionuclide activity releases as a result of the planned activity of Project 2102 (by year) and the total dose (by year) of all activities performed at the INPP site. A sanitary protection zone (SPZ) with a radius of 3 km is established around the INPP site. The distance to the border with Belarus is approximately 5.5 km. Taking into account the special status of</p>
	<p>5. Information should be provided on the assessment of the contribution of the planned activity to the cumulative effect of the possible negative impact on the environment and the population of Belarus.</p>

	<p>the border area, the distance from the INPP to the place of permanent residence of the population of Belarus is also more than 5.5 km. Because the annual effective radiation dose from radionuclide activity in airborne releases at the SPZ boundary does not exceed the established value of 0.1 mSv/year, the proposed INPP activities (Project 2102 and other activities performed at the INPP site) will not have a negative impact on the environment and population of Belarus.</p> <p>The structure of the Ignalina NPP includes the Safety and Quality Management Division. The main responsibilities of the division are to conduct independent reviews of various INPP documents, inspections on safety compliance and internal audits of the organisation's integrated management system processes, as well as to develop and maintain the high safety culture at the Ignalina NPP. To assess the safety culture, the INPP conducting surveys by questionnaires (every three years), calculates safety culture indicators (every quarter) and performs self-assessment of activities (once a year). The reports on the quarterly safety culture indicator calculation, as well as the reports on personnel questionnaire results, include recommendations for improving and maintaining the high safety culture.</p> <p>Safety culture assessment reports are submitted to VATESI and to the heads of the INPP divisions. The results of the safety culture assessment and the principles of the high safety culture, as well as additional information related to the safety culture, are available on the INPP internal website and are accessible to all employees of the enterprise. This information is constantly being updated.</p>
<p>6. According to the information provided by the Lithuanian side (paragraph 8) the safety culture management procedure and the security and safety culture assessment procedure at the INPP are implemented in accordance with Supplement 1 of the IAEA Safety Standards GS-G-3.5 "Management System for Nuclear Installations". However, information on self-assessments performed and their results is not provided in the response. In addition, please provide information on the existence and functioning of a division responsible for independent safety culture assessment at the INPP and its powers.</p>	<p>Based on the results of stress tests, a beyond design basis accident was considered, in which a fully loaded with SNF cask CONSTOR® RBMK1500/M2 (91 SFAs or 182 bundles) tips over during its transportation from the unit to the storage facility.</p> <p>The report GNS B 403/2015 estimated the maximum doses that can be received by the personnel accompanying the cask during its transportation. At the same time, depressurization of all fuel rods in all SFAs and violation of the tightness of the primary lid of the cask are postulated.</p> <p>The report IAE_At-368(3.166) of 2016-01-29 provides an assessment of the mechanical strength of the primary lid and bolts for its attachment to the cask. Herewith, the impossibility of escaping from the volume of the cask not only solid radioactive substances, but also gaseous substances has been proved.</p> <p>Both reports were included into the final SAR.</p> <p>The event of the cask CONSTOR® RBMK1500/M2 tip over with the damaged SNF is covered by the considered case, as:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• the structure of the cask remains unchanged,</li> <li>• the complete set of the cask includes a basket for the damaged nuclear fuel, 18 SFAs (by 5 times smaller than a conventional cask),</li> <li>• fuel rod bundles are installed in cartridges CAN160 (additional barrier).</li> </ul> <p>Note.</p> <p>In terms of possible consequences from beyond design basis accidents related to the SFAs storage in the pools, it was decided in stress tests to carry out an assessment based on undamaged SFAs (as in this case the possible negative consequences are worse due to the presence of radioactive gases). Also,</p>
<p>7. According to the information provided (paragraph 10), safety assessment and analysis was conducted only for prospective technological processes and equipment designed for the management of damaged spent nuclear fuel. Information on safety assessment under the conditions of current storage of damaged spent nuclear fuel is not provided, therefore it is impossible to make a conclusion about the accuracy of the obtained results of stress tests.</p>	<p>proved.</p> <p>Both reports were included into the final SAR.</p> <p>The event of the cask CONSTOR® RBMK1500/M2 tip over with the damaged SNF is covered by the considered case, as:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• the structure of the cask remains unchanged,</li> <li>• the complete set of the cask includes a basket for the damaged nuclear fuel, 18 SFAs (by 5 times smaller than a conventional cask),</li> <li>• fuel rod bundles are installed in cartridges CAN160 (additional barrier).</li> </ul> <p>Note.</p> <p>In terms of possible consequences from beyond design basis accidents related to the SFAs storage in the pools, it was decided in stress tests to carry out an assessment based on undamaged SFAs (as in this case the possible negative consequences are worse due to the presence of radioactive gases). Also,</p>

8.	<p>Please also provide information on the current state of experimental fuel (paragraph 10, page 13) – whether its storage in the spent fuel pools continues or it has already been loaded into spent fuel casks. Submit the results of the monitoring of its condition.</p>	<p>during the stress tests carried out for the condition of the fuel stored in the pools, there was a significant advantage for the entire SFA.</p> <p>At present, all irradiated experimental fuel is already loaded into protective casks, see the response to questions 1 and 2.</p> <p>Since the initially the designer did not require detailed data on the condition of the irradiated experimental fuel, thus separate monitoring of the condition of the irradiated experimental fuel was not foreseen. Storage of this fuel, as well as other SFAs, was carried out in accordance with the general valid procedures for the spent fuel storage pools.</p> <p>The safety of the experimental fuel handling and its storage in casks is justified in the SAR of the damaged fuel handling system.</p> <p>Remark. Experimental SFAs differ from the “regular” SFAs in the following way: they have 4 fuel rods having the length of 7310 mm, length of “regular” SFAs rods is 3640 mm. Also the Uranium U<sup>235</sup> enrichment in some fuel rods is 4.4%.</p>
9.	<p>According to the information provided (paragraph 11), graphite waste will be placed in unconditioned form in the existing storage facility (bld. 158/2). Thus treatment/processing of graphite waste will be performed only after the clarification of the eligibility criteria for disposal in deep geological repository. Current plans of the Republic of Lithuania envisage the development of the project of deep geological repository in 2048-2057, its construction and commissioning (in 2058-2067), operation (in 2068-2074) and decommissioning (in 2075-2080). In view of the above, please provide the following information:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- what packages will be used for the interim storage of graphite waste, whether they will ensure the necessary integrity and safety during long-term storage;</li> <li>- what technology is envisaged in the dismantling project for the immobilization of graphite debris in the matrix;</li> </ul>	<p>We provide you with the following required information:</p> <p>In Project 2102, as a package for temporary storage (50 years) of graphite waste generated during dismantling of reactor channels (graphite sleeves and rings removed from channels) will be used the steel-concrete container FRAMATOME, in which 8 steel 200-liter drums will be placed.</p> <p>It is justified in the document “Justification of suitability of the drum for storage of the graphite waste” No PD-18(19.54), dated 2019-07-12, and agreed with the Regulator (VATESI) of the Republic of Lithuania that the package (the container FRAMATOME with 8 drums filled with graphite waste generated due to dismantling of channels) will retain its integrity during the entire period of temporary storage. The programme for control/management of the ageing of the package will be implemented during the waste storage for the purpose of assessment of its condition.</p> <p>Requirements for graphite storage will be developed within the framework of Project 2103 “D&amp;D of the R3 work zone equipment” and are based on the technological design of the dismantling works, the technical design of the radioactive waste storage facility and the relevant Safety Analysis Reports (see below). Due to the current lack of acceptance criteria for the long-lived waste repository and taking into account the preliminary data that graphite itself retains well the nuclides formed under irradiation, and taking into account the principle of interdependencies among all steps in radioactive waste generation and management, the immobilisation of graphite debris in the matrix for the temporary storage stage in a special storage facility has no technical justification.</p>

<p>- whether calculations were made for releases of radioactive substances during the storage of irradiated graphite;</p>	<p>Project 2102 covers an insignificant part of the graphite waste from the total amount of graphite products that will be obtained from Unit 2 reactor dismantling. During the implementation of Project 2102, there will be only graphite radioactive waste obtained from the dismantling of the CPS channels and fuel channels from Unit 2 reactor.</p> <p>It is justified and agreed upon with the Regulator of the Republic of Lithuania that the package (the FRAMATOME container with 8 drums filled with graphite waste obtained from the channels dismantling) with graphite waste obtained from the channel dismantling will retain its integrity for 60 years. The period of temporary storage of this graphite waste is set for 50 years. Consequently, the emissions of radioactive substances during the temporary storage of irradiated graphite obtained from the dismantling of channels are excluded, and no calculations are required (cl. 6.2.6 of the SAR Justification of the Existing Storage Facility 158/2 for RBMK-1500 Channel Graphite Waste Temporary Storage, S/14-1726.17.18/SAR/R.3). This approach covers only projects 2101 and 2102, which provide for the handling of graphite waste obtained from the dismantling of channels only.</p> <p>Further handling of graphite waste (after 50 years of temporary storage) will be justified in the design of the deep geological repository "Development and implementation of a research program for the selection of the deep repository site" <a href="https://www.iaea.org/activities/decommissioning-projects/deep-geological-repository/424">https://www.iaea.org/activities/decommissioning-projects/deep-geological-repository/424</a></p>
<p>- how are personnel and the environment protected from the exposure of chlorine-36 and tritium during graphite extraction, treatment and sorting of the extracted graphite;</p>	<p>At all stages of the handling of graphite waste that will be obtained during the dismantling of channels, the localization and local removal of possible graphite dust and gaseous radioactive elements (including chlorine-36 and tritium) from all potential graphite dust formation places into the general system of special exhaust ventilation and further into the general ventilation stack of the INPP are organized by various technical means. The special exhaust ventilation system is equipped with a filter system capable of purifying the exhaust air from the INPP technological premises up to the established limits.</p> <p>Channels handling and sealed package forming operations are carried out remotely by operators. Thus, the impact of chlorine-36 and tritium on personnel and the environment will not exceed the established norms.</p>
<p>- what kind of equipment will be used for graphite stack dismantlement. Whether interactive simulation models were developed and implemented for graphite stack dismantlement training of personnel who will perform the works;</p>	<p>This activity is not related to Project 2102. The Environmental Impact Assessment will be carried out within the framework of the development of the separate project "D&amp;D of the R3 work zone equipment (Project 2103)". In accordance with the Espoo Convention, the results will be submitted for the transboundary assessment. Nevertheless, taking into account the interest of the Belarusian side, we provide additional explanations below.</p> <p>In order to select a list of equipment and tools, provide for methods of testing, and ensure the quality for the safe and efficient dismantling of the RBMK-1500 graphite stack at all stages of implementation, an engineering concept will have to be developed, the safest technological solution selected, both for the extraction of irradiated graphite from the reactor space and suitable technology for radioactive waste handling, including storage at the INPP site, and their licensing. As mentioned above, these tasks are being implemented within the framework of the project "D&amp;D of the R3 work zone equipment (Project 2103)", and experienced contractors will be involved in these activities. Ignalina NPP is currently conducting a international public procurement of "Engineering services</p>

	<p>- whether the Lithuanian side is fully provided with the necessary financial resources (accumulated funds) for the performance of works on site selection, design, construction and commissioning, operation and decommissioning of the deep geological repository.</p>	<p>related to the decommissioning of Ignalina NPP reactors”, within the framework of which the concept for the reactor R3 zone dismantling will be developed. Computer modelling, the use of large-scale simulator stands, etc., will be used for the stages of design and implementation of reactor structure dismantling technologies, including personnel training, in accordance with the proven engineering practice for the implementation of such projects. In 2020, the Parliament of the Republic of Lithuania (the Seimas) approved a financing mechanism for the final disposal (deep geological repository) of spent nuclear fuel (SF) and high level radioactive waste (RAW) by resolution, amending provisions of the Reserve Fund, according to which Lithuania annually allocates part of the dividends of all state-owned enterprises (which have obligation to transfer dividends to the state budget) or at least 3 million EUR to the separate account of the Reserve Fund (dedicated for collecting funds for a deep geological repository). All State Enterprise Ignalina Nuclear Power Plant revenues earned from sales of redundant assets are allocated to the Reserve Fund. Also, in this resolution a mechanism is set that does not allow of the funds dedicated to the deep geological repository to be used for other purposes. There was a misprint in the presentation on page 26. Corrected and indicated that the maximum estimated annual effective dose to the representative is 7.47E-06 mSv. The value in micro-Sieverts is correct – 0.00747 µSv and is left unchanged. <i>An updated presentation has been sent to the Ministry of Environment.</i></p>
10.	<p>Please also note that in the submitted materials of the supplementary Non-Technical Summary of Project 2102, the results of the annual effective dose assessment of 7.47E-06 mSv to the member of the critical group of population during Project 2102 implementation period of 2023-2028 do not comply with the presentation data of Ignalina Nuclear Power Plant Commissioning - Transboundary consultation on EIA - Dismantling and Decontamination of equipment from Ignalina Nuclear Power Plant Unit 2 reactor R1 and R2 zones, stating that the maximum annual effective dose is 7.47E-04 mSv.</p> <p>Annual effective dose at the boundary of the sanitary protection zone in 2023-2028 to the members of the critical group of population of all projects under implementation on the INPP site is 1.62E-02 mSv per year (16.2 µSv per year), which exceeds the value of effective dose 10 µSv per year - minimum dose limitation, when there is no need for radiation protection of the population of the Republic of Belarus.</p>	<p>According to the Convention on Nuclear Safety (see Convention on Nuclear Safety (CNS), Introduction to the CNS and Its Associated Rules of Procedure and Guidelines, Article 15): <i>“Each contracting party shall take the appropriate steps to ensure that in all operational states the radiation exposure to the workers and the public caused by a nuclear installation shall be kept as low as reasonably achievable and that no individual shall be exposed to radiation doses which exceed prescribed national dose limits.”</i> Thus, this provision confirms that INPP, as the Nuclear Facility of the Republic of Lithuania, is obliged to comply with the radiation safety requirements of Lithuania, but not of Belarus. Nevertheless, taking into account the interest of the Belarusian side, we provide additional explanations below. Table 1 shows the annual radiation doses to the representative related to B1, B19-1, B2,3,4 projects, and with great conservatism provides the maximum annual radiation dose to the representative, which have been calculated for specific operations in a limited period and extended to the entire duration of the implementation of the projects. For example, for the B1 project, the maximum annual radiation dose to the representative is given, which is specified in the document [1], and was calculated for the period of transportation of SFAs from storage pool halls 1 and 2 to the ISFSF. Currently, the unloading from storage pool halls 1 and 2, as well as the transportation of SFA to the ISFSF are almost</p>

	<p>completed, and in 2023 (at the start of work on Project 2102), all fuel will already be removed from the units. A similar approach was used for other projects B19-1, B2 and B3,4 as well – the maximum value was chosen and extended to the entire duration of the project. And even with this conservative approach, the radiation dose values are significantly lower than the limits of the constraint dose established in the Republic of Lithuania due to radioactive releases into the environment of 0,1 mSv. If we take the less conservative, but more realistic data on projects B1, B19-1, B2, B3,4 (for which all transboundary assessments were performed) from the relevant documents [2], [3], [4], and extend this data over the project implementation duration by year, then Table 1 will look like this (see Annex 1). The data presented in Table 1 shows that the annual effective radiation doses to the representative from all ongoing projects at the INPP, during Project 2102 implementation (2023–2027), will not exceed the value of 7.36E-03 mSv/year (7.36 <math>\mu</math>Sv/year) at the SPZ boundary, which is even less than the effective dose value of 10 <math>\mu</math>Sv/year, as it is indicated in the letter from the Belarusian side, No. 11-1/19-ino of 2022-01-12, when there is no need for radiation protection of the population of the Republic of Belarus.</p> <p>[1] “Decommissioning Project for the Final Shutdown and Defuelling Phase of INPP Unit 2 (U2DDP0). Environmental Impact Assessment Report”.</p> <p>[2] (B1 project) “Environmental Impact Assessment Report. Interim Storage of RBMK Spent Nuclear Fuel from Ignalina NPP Units 1 and 2. S/14-658.5.9/EIA-R-04”.</p> <p>[3] (B19-1 project) “Environmental Impact Assessment Report. Facility for Short-Lived Very Low-Level Waste. S/14-PI.05.02.02.01.0001/EIAR-DR/R:5”.</p> <p>[4] (B2,3,4 project). “Environmental Impact Assessment Report. New Solid Waste Management and Storage Facility at Ignalina NPP. S/14-780.6.7/EIAR/R:5”.</p>
<p>11.</p> <p>It is worth noting that according to the approaches of the International Commission on Radiological Protection, in the Republic of Belarus the effective dose limit of 1 mSv/year is applied when there is no direct benefit to potentially exposed people from the planned economic activity but there is a public benefit.</p> <p>Minimum dose limitation, when there is no need in radiation protection, is the value of effective dose 10 mSv/year (Sanitary norms and rules of the Republic of Belarus “Requirements for radiation safety”, approved by the Decision of the Ministry of Health of the Republic of Belarus No. 213 of 28 December 2012). Considering the fact that the placement of spent nuclear fuel storage facilities and other new INPP nuclear installations on the border does not provide public benefit for the population of Belarus, the application of the effective dose limit of 10 <math>\mu</math>Sv/year in the implementation of the INPP decommissioning projects shall be deemed justified.</p> <p>In view of the above, the statement that the impact of the planned economic activity on the environment within the sanitary protection zone is negligible, and that no additional</p>	<p>1. In its activities, Ignalina NPP, as the Nuclear Facility, strictly complies with the requirements of regulatory documents of the Republic of Lithuania, including the Lithuanian Hygiene Standard HN 73:2018 “Basic radiation protection standards”, approved by the order of the Minister of Health of the Republic of Lithuania, No. V-886 of 2018-07-03. The provisions of HN 73:2018 comply with the requirements of Council Directive 2013/59/Euratom and the recommendations of the International Commission on Radiological Protection.</p> <p>The HN 73:2018 requirement establishes a constraint dose (annual effective dose) to the population exposed to radioactive releases (by air and water) into the environment from nuclear facilities, which is 0.2 mSv. The specified constraint dose applies to the population living outside the SPZ. For the INPP, the radius of the SPZ is 3 km.</p> <p>2. Please note that the annual effective radiation dose to the population living at the boundary of the INPP SPZ, due to the <b>factually measured activity</b> of airborne releases, is significantly lower than that indicated in the project documentation. For comparison, the table below shows the annual effective radiation doses (planned and determined by the actually measured activity) for the years 2019–2021. The presented data demonstrate convincingly that the planned radionuclide activities in airborne releases, as well as the planned annual effective radiation doses to the population at the SPZ boundary, which are determined by these activities, are calculated conservatively.</p>

radiological impact on the population of the Republic of Belarus will occur is not correct.

3. We also would like to draw your attention to the fact that the discussed activity of Project 2102 is not an activity of placement of SNF storage facilities and other new INPP nuclear facilities at the border, as interpreted by the Belarusian side.

For the new SNF and radioactive waste storage facilities (already built: the Spent fuel dry storage facility (SFSF), B1, B2,3,4, B19-1, planned: B19-2 and B25) the EIA procedure, including the transboundary consultations, has already been completed and Belarusian side has been informed in a timely manner about the impact of the new NF on neighbouring countries.

Therefore, the use of the effective dose value of  $10 \mu\text{Sv}/\text{year}$  for comparison, when there is no need for radiation protection, is inappropriate and incorrect.

In our opinion, since the Nuclear Facilities already exists at the border, their planned impact has been assessed and the neighbouring countries have been informed, it is necessary to focus on another value determined by the Sanitary norms and rules of the Republic of Belarus "Requirements for radiation safety", i. e. paragraph 49, which establishes a limit dose equal to  $0.3 \text{ mSv}/\text{year}$  to control the population's exposure from facilities, where long-term storage and/or disposal of radioactive waste (including long-lived) is carried out, and/or paragraph 50 – a limit dose to the population equal to  $0.1 \text{ mSv}/\text{year}$  for cases of planned releases of long-lived radionuclides into the environment.

4. Project 2102 is not related to the organisation of temporary storage of fuel or other nuclear facilities. This project is related to the dismantling of the reactor equipment (not including the dismantling of the reactor itself, but only the extraction of technological channels, steam-water, and lower water communications) and aims to bring the facility to a safe state.

The impact of the B1 facility (fuel storage), as can be seen from the data given in the table, is three orders of magnitude lower than planned. There are no prerequisites for an increase in the activity of releases, as in fact, 100% of the fuel has been placed in the casks and disposed of.

In fact, the total impact of the INPP at the SPZ boundary is an order of magnitude lower than the plan and, accordingly, lower than the limit of  $10 \mu\text{Sv}/\text{h}$  mentioned in the letter.

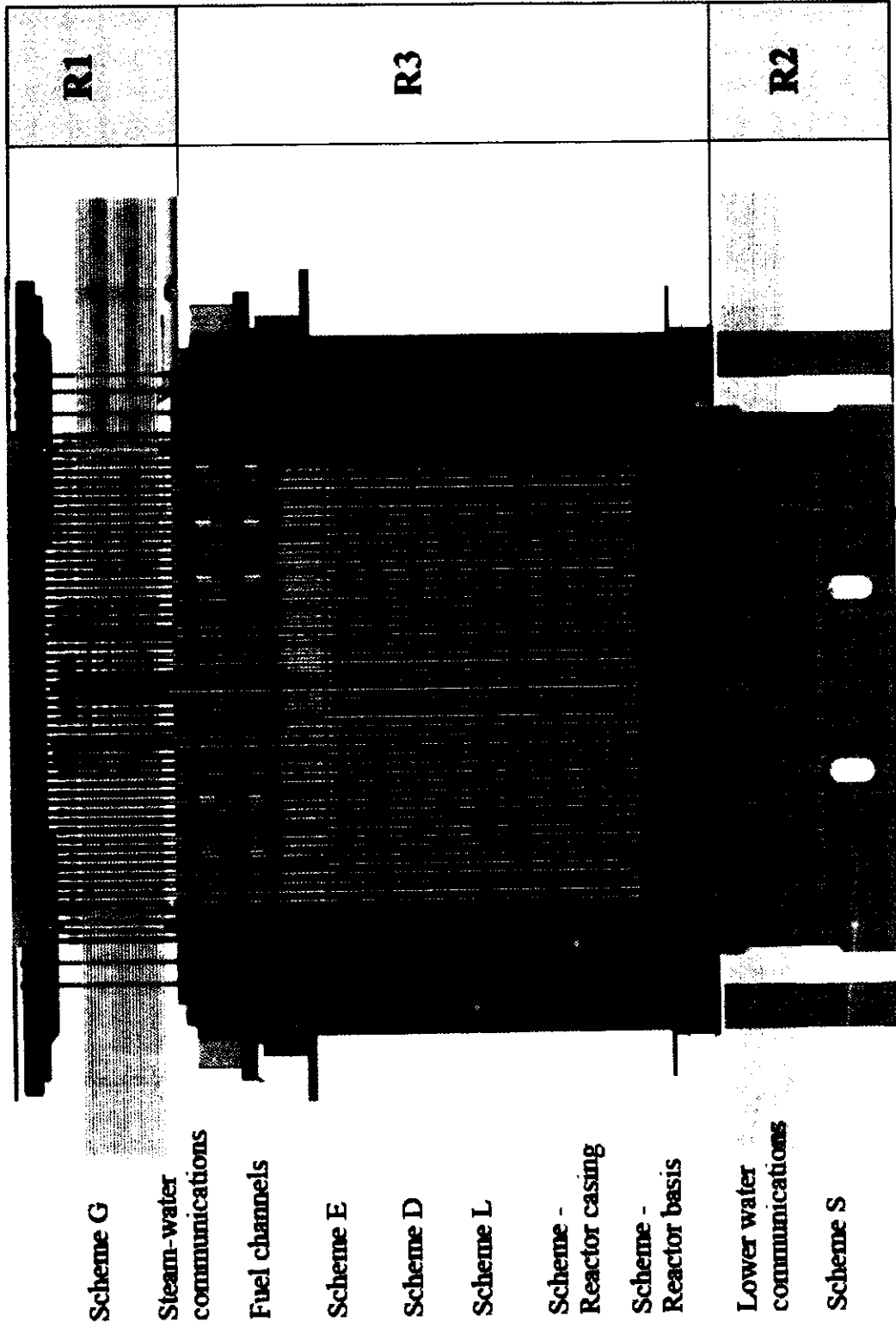
Year	Dose, mSv/year					
	INPP, plan/ fact	ISFSF, B1 plan/ fact	SWMSF, B3,4 plan/ fact	SWRF, B2 plan/ fact		
<u>2019</u>	<u>1.37E-02</u> <u>3.48E-03</u>	<u>1.5E-04</u> <u>2.79E-07</u>	<u>5.93E-04</u> <u>2.24E-05</u>	<u>2.00E-03</u> <u>1.69E-04</u>		
<u>2020</u>	<u>1.15E-02</u> <u>1.79E-03</u>	<u>1.5E-04</u> <u>2.05E-07</u>	<u>5.93E-04</u> <u>0.0</u>	<u>2.00E-03</u> <u>1.68E-04</u>		
<u>2021</u>	<u>1.15E-02</u> <u>1.37E-03</u>	<u>1.5E-04</u> <u>1.0E-06</u>	<u>5.93E-04</u> <u>3.17E-07</u>	<u>2.00E-03</u> <u>2.20E-04</u>		

D&D – Dismantling and Decontamination  
INPP – Ignalina NPP  
SWRF – Solid Waste Retrieval Facility (B2 project)  
SWMSF – Solid Waste Management and Storage Facilities (B3,4 project)  
SSC – Structures, Systems and Components  
ISFSF – Interim Spent Fuel Storage Facility  
SAR – Safety Analysis Report  
VLLW – Very Low-Level Waste  
EIA – Environmental Impact Assessment Report  
SFA – Spent Fuel Assembly  
SNF – Spent Nuclear Fuel  
NF – Nuclear Facility  
RW – Radioactive Waste  
RBMK – High Power Channel-type Reactor  
SPZ – Sanitary Protection Zone  
FA – Fuel Assembly  
FR – Fuel Rod  
TD – Technology Design  
R1, R2, R3 – Layout of main structures, schemes, R1, R2, R3 working zones of RBMK-1500 reactor are provided in Annex 2

**Annex 1.** Table 1. Assessment of the annual effective dose to the representative dose to the radioactive impact of the airborne and waterborne releases from the nuclear facilities located on the INPP site during the project implementation.

No.	Source of impact	Dose, mSv					
		2023	2024	2025	2026	2027	
1.	<i>Planned activity (Project 2102)</i>	3.74E-06	7.47E-06	7.47E-06	7.47E-06	7.47E-06	
2.	<i>Activities carried out at the INPP site</i>	3.40E-03	3.41E-03	3.41E-03	3.41E-03	3.41E-03	
	Liquid Waste Treatment Facility	3.00E-03	3.00E-03	3.00E-03	3.00E-03	3.00E-03	
	Liquid Waste Cementation Facility, Temporary Storage of Cemented Liquid Waste	3.98E-04	3.98E-04	3.98E-04	3.98E-04	3.98E-04	
	U1DP0 project	-	-	-	-	-	
	U2DP0 project	-	-	-	-	-	
	Buffer storage for VLLW, B19-1 project	4.60E-07	4.60E-07	4.60E-07	4.60E-07	4.60E-07	
	Project 2210	1.08E-04	1.08E-04	7.93E-05	7.93E-05	7.93E-05	
	Project 2101	1.96E-09					
	Projects 2207, 2208, 2214	5.95E-11					
	Project 2203	9.25E-09	9.25E-09	4.62E-09			
3.	<i>Activities planned at the INPP site for which EIARs have been previously developed</i>	3.96E-03	3.96E-03	3.96E-03	3.96E-03	3.96E-03	
	ISFSF, B1 project	1.50E-04	1.50E-04	1.50E-04	1.50E-04	1.50E-04	
	SWMSF, B3,4 project	2.18E-03	2.18E-03	2.18E-03	2.18E-03	2.18E-03	
	SWRF, B2 project	1.62E-03	1.62E-03	1.62E-03	1.62E-03	1.62E-03	
	VLLW Landfill repository, B19-2 project	5.60E-07	5.60E-07	5.60E-07	5.60E-07	5.60E-07	
	Near-surface repository, B25 project	5.70E-06	5.70E-06	5.70E-06	5.70E-06	5.70E-06	
	<b>Total dose</b>	<b>7.36E-03</b>	<b>7.36E-03</b>	<b>7.36E-03</b>	<b>7.36E-03</b>	<b>7.36E-03</b>	

Annex 2. Layout of main structures, schemes, R1, R2, R3 working zones of RBMK-1500 reactor





# Ignalina Nuclear Power Plant Decommissioning

Transboundary consultations on EIA – Dismantling and decontamination of equipment from Ignalina Nuclear Power Plant Unit 2 reactor R1 and R2

Decommissioning of Ignalina NPP and R2

## Content

INPP decommissioning: background information

INPP New Waste Treatment Facilities and radioactive waste streams





Scale of INPP dismantling and applied technologies

Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

New project: Reactor core dismantling






Environmental monitoring

## Ignalina NPP - Design and operation

-  **Location:** Far north-east corner of Lithuania. Immediately bordering Latvia and Belarus
-  **Design:** 2 x RBMK-1500 water-cooled, graphite-moderated channel-type power reactors
-  **Capacity:** Intended to supply NW region of former USSR (not Lithuania). After independence, one unit could produce 80% of Lithuanian electricity demand
-  **Operation:** Unit 1 commissioned Dec 1983 / closed Dec 2004  
Unit 2 commissioned Aug 1987 / closed Dec 2009

Decommissioning of Ignalina NPP and R2

## Ignalina NPP decommissioning preconditions and progress

-  **Early closure:** Required to facilitate EU accession due to safety concerns. First decommissioning of RBMK-type NPP
-  **Progress:** Planning started in 2001. Investment projects to open waste-routes started in 2003. Dismantling started in 2010 (Unit 1) and 2014 (Unit 2)
-  **Licensing:** Plant is still licensed as "operating" because of nuclear fuel in the units. Preparation for decommissioning license obtaining is ongoing
-  **Schedule and cost:** Completion by end 2038  
Cost approx. 3.4 billion euro (with 3% inflation and risks)
-  **Staffing:** A key factor in immediate dismantling that is being implemented using INPP's own resources. INPP by far the main employer in the region



Decommissioning of Ignalina NPP and R2

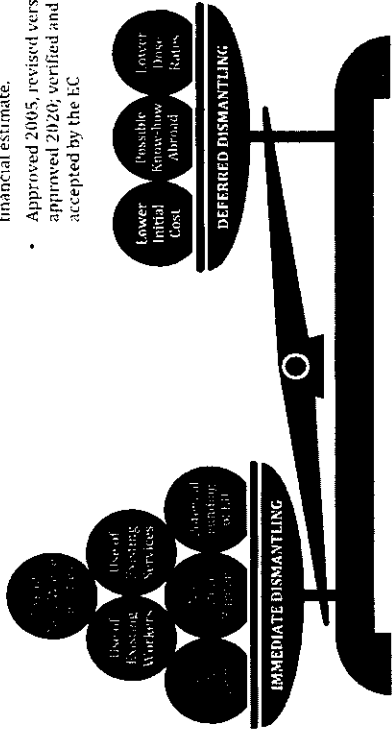
# Ignalina NPP – Decommissioning strategy and plan

## 2 Strategy

- Immediate Dismantling selected by Government for technical, social and financial reasons

## Final decommissioning plan

- Technical measures for dismantling radioactive waste management and disposal with financial estimate.
- Approved 2005, revised version approved 2020; verified and accepted by the EC



# Ignalina NPP Decommissioning schedule

2000-2009      2010-2019      2020-2029      2030-2038

**Operation**  
 1981-1983, 1984-1987, 1988-1989

**Preparation for decommissioning**  
 Unit 3 reactor dismantled  
 Unit 2 reactor dismantled

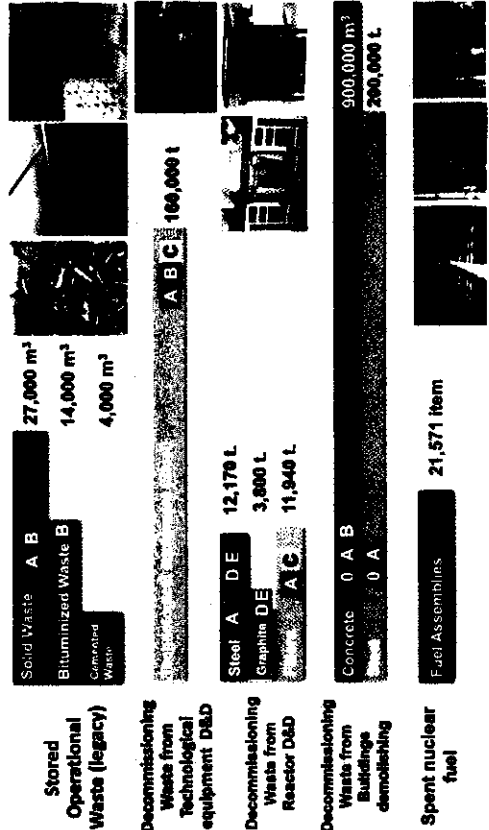
**Post-closure operation**  
 Excluding of Unit 2 Core  
 Complete ceasing of work

**Dismantling & Decontamination**

**Demolition & Site Remediation**

**Decommissioning Licence**

# Ignalina NPP Waste Inventory



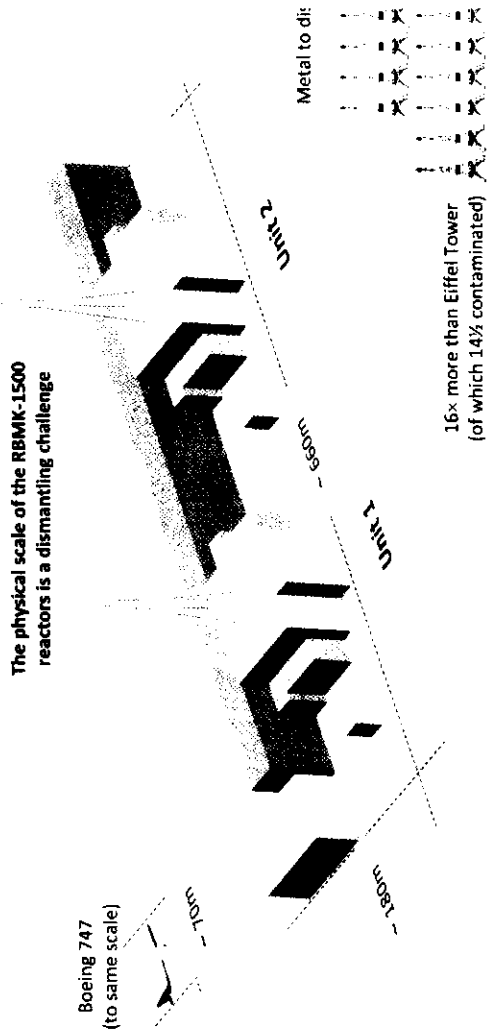
**Waste classification**

**0** Free Release Waste  
 Short-lived Low Level and Intermedi

**A** Very Low Level Waste (<0.2  
**B** Low Level Waste (0.2-2 mSv/  
**C** Intermediate Level Waste (>2  
 Long-lived Low Level and Intermedi

**D** Low Level Waste (<10 mSv/  
**E** Intermediate Level Waste (>1

# Scale of Dismantling



# Content

## INPP decommissioning: background information

INPP New Waste Treatment Facilities and radioactive waste streams

Scale of INPP dismantling and applied technologies

Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

New project: Reactor core dismantling

Environmental monitoring

# Ignalina NPP Opening waste routes

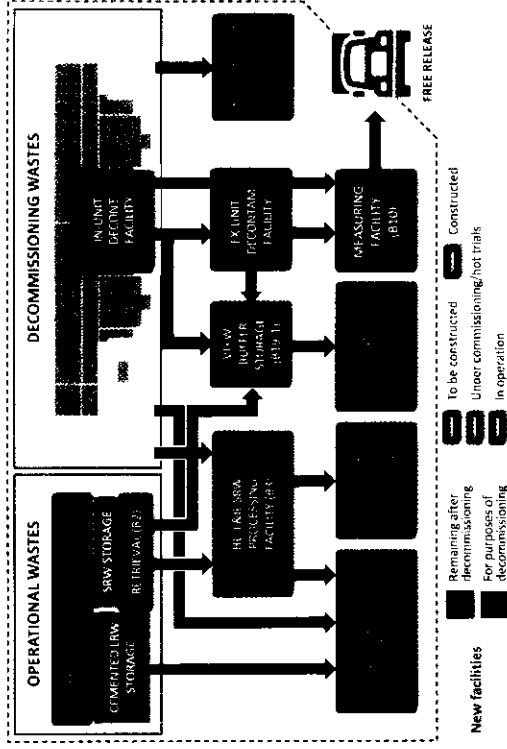
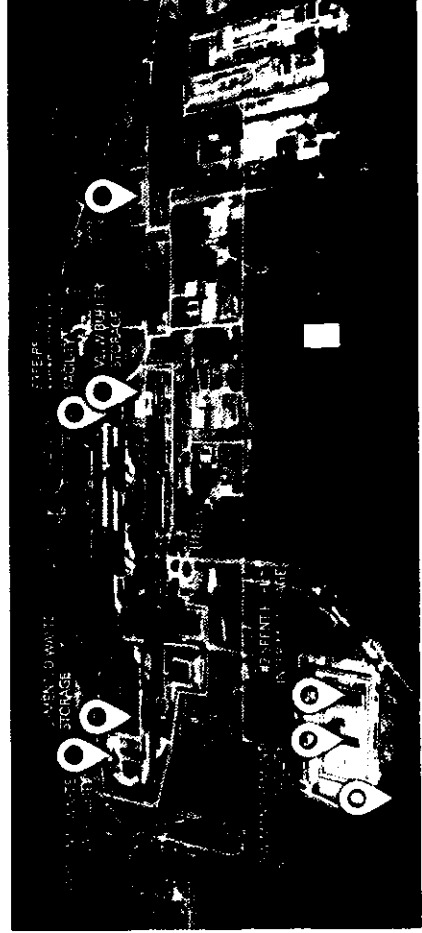


Diagram illustrating the opening of waste routes at Ignalina NPP.

# Ignalina NPP New Waste Facilities

All new waste interim storage or disposal facilities are constructed/to be constructed adjacent to Ignalina NPP site (radius ≈ 1.5 km)

- Simplifies permissions
- Reduces new infrastructure
- No use of public roads
- Facilitates physical protection



# Interim Spent Fuel Storage Facility (B1)

## Objectives:

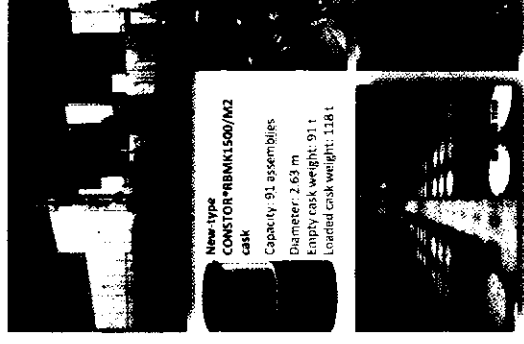
- To build Interim Spent Fuel Storage Facility, to manufacture and install all related equipment
- To design and manufacture 191 new-type casks with 80% increased capacity for INPP RBMK-1500 type reactor spent fuel (incl. damaged SF)
- To develop the technologies for casks loading and transportation to ISFSF and install it

## Results:

- Start of industrial operation – 5 May 2017
- Reactor Unit 2 defueling – 28 February 2018

## Next steps:

- Storage pools halls of Unit 1,2 defueling Intact SF – 2021
- Storage pools halls of Unit 1,2 defueling Damaged SF – 2022



# Solid Waste Management & Storage Facilities (B2/3/4)

## Objectives:

- To build the facility for treatment of solid radioactive operational and dismantling waste, comprising:
  - B2 Retrieval Facility (retrieval from existing interim storages and transportation to B3)
  - B3 Processing Facility (sorting and treatment before transportation to B4)
  - B4 Storage Facilities (for long - and short-lived radioactive waste)

## Results for B2:

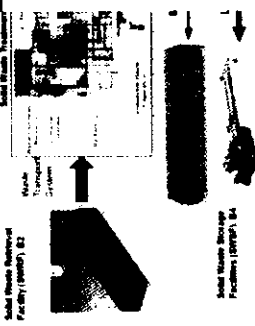
- Start of Industrial operation - April 2020

## Results for B3/4:

- Operational License and start of hot-trials - 13 October 2017

## Next steps:

- License for Industrial operation of B3/4



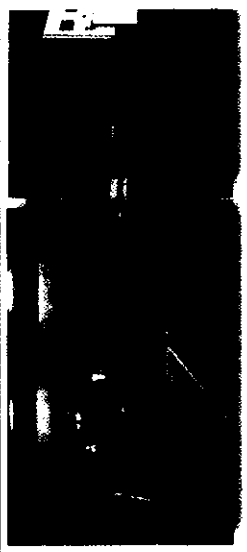
# New Very Low Level Short Lived Waste Storage Facility (B19)

## Objective:

- Construction of Landfill type disposal modules for SL VLL waste 60,000 m3 arising from:
  - Operational waste retrieved from B2
  - Units 1 and 2 dismantling
- After its closure the surveillance of the repository will be carried out for at least 100 years

## Key dates:

- Landfill Buffer storage facility in operation since 2013
- Landfill modules construction started - 2018
- Construction completion - 2020
- Fist campaign of transportation of radioactive waste to Landfill facility - second half 2021



# Near Surface Repository for Low and Intermediate Level Short-lived Radioactive Waste (B25)

## Objectives:

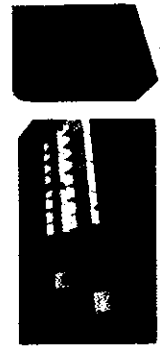
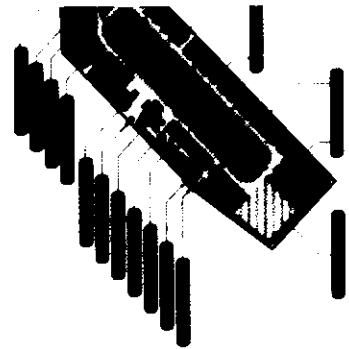
- Construction of Near Surface Repository for 100 000 m3 Low and Intermediate Level Short-lived Radioactive Waste arising from:
  - Operational solid waste retrieved from B2
  - Operational cemented liquid waste
  - Units 1 and 2 dismantling
- After its closure the surveillance of the repository will be carried out for at least 300 years

## Key dates:

- Technical Design and PSAR completed and agreed with state institutions - May 2017

## Next steps:

- VATESI Licence for Construction and Operation - November 2017
- Tender procedures for procurement of 1<sup>st</sup> and 2<sup>nd</sup> vault construction
- Completion of vault construction - 2024
- Start of operation - 2025



# Content

INPP decommissioning: background information

INPP New Waste Treatment Facilities and radioactive waste streams

Scale of INPP dismantling and applied technologies

Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

New project: Reactor core dismantling

Environmental monitoring

# INPP Units equipment D&D projects environmental impact assessment, including new INPP nuclear facilities

Conducted/planned to be conducted EIA procedures



- D&D projects for which EIA procedure is completed and the decision of the competent institution is obtained.
- EIA procedure is ongoing
- Planned D&D projects subject to the transboundary environmental impact assessment
- EIA procedure is ongoing (subject-matter of these consultations)

Transboundary environmental impact assessment of new INPP nuclear facilities of Latvia participated

**B1 project – Interim spent fuel storage facility**  
In 2007 the Republic of Latvia participated in the transboundary environmental impact assessment process, comments and proposals were provided, public hearing was held in Daugavpils on 13 March 2007.

**B2/B3 project – Solid radioactive waste treatment and storage facility**  
In 2008 the Republic of Latvia participated in the transboundary environmental impact assessment process, public hearing of the EIA report was held in Riga on 13 March 2008, comments and proposals were provided, transboundary consultations with experts of the Ministry of Environment and the Radiological Protection Centre of the Republic of Latvia were held in Vilnius on 4 June 2008.

**B19 project – Very-low-level short-lived radioactive waste Landfill**  
In 2009 the Republic of Latvia participated in the transboundary environmental impact assessment process, public hearing of the EIA report was held in Riga on 22 April 2009, no comments were provided.

**B25 project – Low- and intermediate-level short-lived radioactive waste repository**  
In 2005 the Republic of Latvia participated in the transboundary environmental impact assessment process, public hearing of the EIA report was held in Riga on 9 June 2005, public hearing of the updated EIA report was held in Daugavpils on 12 December 2006 and comments were provided; concluding transboundary consultations with experts of the Ministry of Environment and other institutions of the Republic of Latvia were held in Vilnius on 16 March 2007, provided and the state position were overviewed.

# INPP planned economic activities subject to the transboundary environmental impact assessment

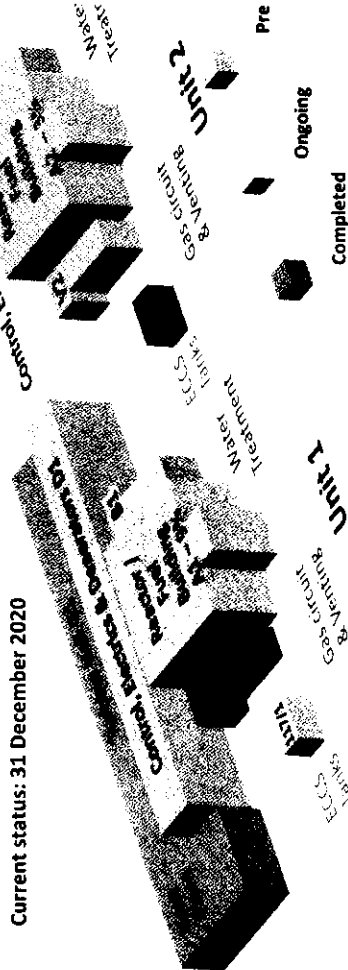
- Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling (subject-matter of these transboundary consultations).
- Units 1 and 2 reactor R3 zones dismantling (UP01/R3).
- Conversion of Bituminized radioactive waste storage facility into the repository.

Decommissioning of INPP units and facilities

## Overview of current status of INPP decommissioning

Category	Equipment	Concrete	Equipment	Concrete
Dismantled:	54.2	3.7	4.2	166.9
Waste free-released:	1.4	3.6	3.6	1 919.4
	44.6	2.6	3.3	124.4
	0.0	3.4	3.4	1 754.5

Current status: 31 December 2020



## D&D methods currently used at INPP

### Cutting methods:

- Hot cutting – plasma cutting, acetylene oxygen cutting.
- Cold cutting – band saws, electric hand saws, electric and hydraulic shears, etc.



- ### Decontamination methods:
- physical (mechanical) techniques – blasting, jetting, wiping, brushing
  - ultrasonic techniques
  - chemical techniques

# Content

## INPP decommissioning: background information

## INPP New Waste Treatment Facilities and radioactive waste streams

## Scale of INPP dismantling and applied technologies

## Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

## New project: Reactor core dismantling

## Environmental monitoring

# Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

### Goal of the planned economic activity:

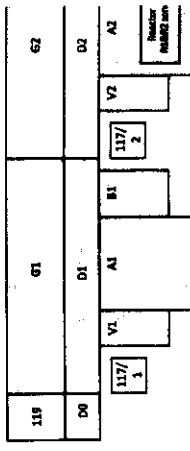
- safe dismantling of equipment from Unit 2 reactor R1 and R2 zones;
- pre-treat originated waste at the pre-treatment sites arranged in Unit 2;
- package the waste;
- transport the waste packages for further management to the corresponding INPP radioactive waste management facilities following the radioactive waste management requirements.

All the works within the scope of this planned economic activity will be conducted exceptionally inside the premises of building 101/2.

### Dismantling works performance dates:

- start: 2023
- completion: 2028

### Interrelation of separate dismantling and decontamination projects with INPP Units:

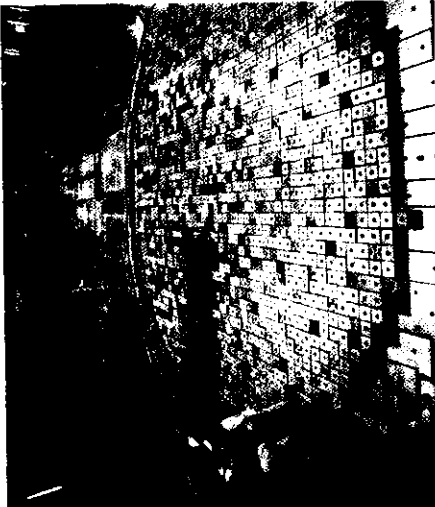


- Bld.117 – Emergency core cooling system
- Unit G – turbine equipment with auxiliary system
- Unit V – reactor gas circuit and gas system
- Unit B – low salted water purification and main circuit water bypass purification equipment
- Unit D – control room, electrical equipment and Unit A – reactor building

In compliance with the requirements of the Lithuanian Law on Environmental Protection, the decommissioning of the INPP is carried out by the INPP.

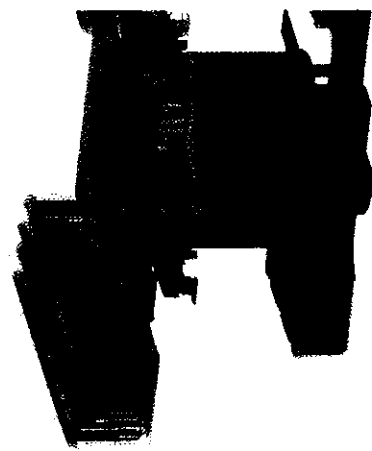
# Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

- Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment D&D performance technologies are dedicated for:
  - Reduction of collective and individual personnel exposure doses in compliance with the optimisation of radiation protection (ALARA) principle;
  - Reduction of radioactive waste volumes by pre-treating the waste and reclassifying to lower activity radioactive waste classes, thus reducing the radioactive impact to the environment and the radioactive waste management cost;
  - Non-exceed of the impact limits to the personnel, general public and the environment set in the legal acts of the Republic of Lithuania.



### The main equipment to be dismantled within the scope of the planned economic activity:

Equipment	Function (location)
Fuel channels	Pipes for fuel assemblies, inside the reactor
Control and Protection System (CPS) channels	Pipes for control and protection systems (inside the reactor). All absorption rods are already removed.
Reflector Cooling Channels	Pipes for cooling graphite neutron reflector (inside the reactor)
CPS channels capping (asm.33)	Biological shielding. Control and protection system mechanisms are mounted on top of the capping.
Top cover (removable floor) slabs and blocks (asm.11)	Biological shielding, part of reactor hall floor
Steam-water communications	Hot leg of primary circuit (above the top of the reactor)
Lower water communications	Cold leg of the primary circuit

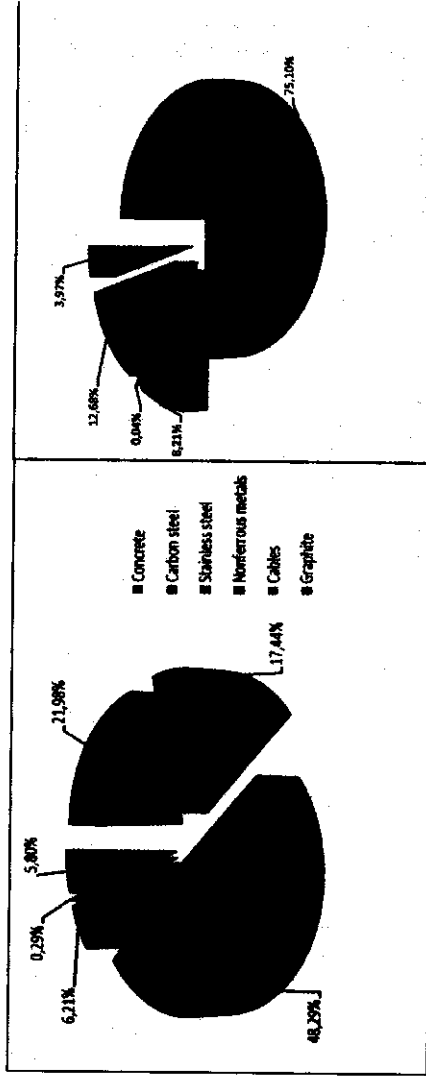


In compliance with the requirements of the Lithuanian Law on Environmental Protection, the decommissioning of the INPP is carried out by the INPP.

## Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

## Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

General composition of to be dismantled waste depending on materials and waste classes



## Assessed impact of the planned economic activity to the public health:

- The evaluated maximum annual effective dose to the representative due to radionuclide releases into the air will be  $7.47E-06$  mSv ( $0.00747$   $\mu$ Sv), if compared to the dose constraint the annual effective dose -  $0.2$  mSv ( $200$   $\mu$ Sv) (Hygiene Norm of Lithuania HN 73:2018).
- The annual effective dose to the representative due to all nuclear facilities in the INPP safety protection zone during the period of 2023-2028 (current project implementation period) will exceed  $1.62E-02$  mSv ( $16.2$   $\mu$ Sv).
- Exposure doses of the population of the neighbouring countries will be even lower due to distant location to the release sources.
- **No uncontrolled discharge of any effluents to the environment** are planned during the course of performance of the planned economic activity. All effluents originated during the performance will be accumulated in the special sewerage system of Bld. 101/2 and then treated as liquid radioactive waste in Bld. 150 (special sewerage system, evaporation and cementation facilities).

## Content

INPP decommissioning: background information

INPP New Waste Treatment Facilities and radioactive waste streams

Scale of INPP dismantling and used technologies

Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling

New project: Reactor core dismantling

Environmental monitoring

## RBMK-1500 reactor core dismantling



# RBMK-1500 reactor core dismantling

# Content

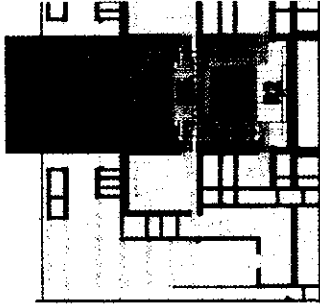
**R3 reactor core dismantling is the key project for INPP decommissioning critical path**  
**Name of the Project: Units 1 and 2 Reactor Facility Dismantling in area R3 (UP01/R3)**

### Project objective:

- to develop the dismantling technologies for structures and equipment from INPP Units reactor shaft (in the R3 area);
- to develop the technologies for radioactive waste management generated as a result of both units graphite stacks dismantling;
- to dismantle the reactor structures and equipment from INPP Units reactor shaft applying the developed technologies.

### Project implementation stages:

- R3 D&D and Radioactive Waste Interim Storage Facility (RWISF) Optioneering, Conceptual Design and Environmental Impact Assessment Report development;
- R3 D&D and RWISF design and safety justification development.



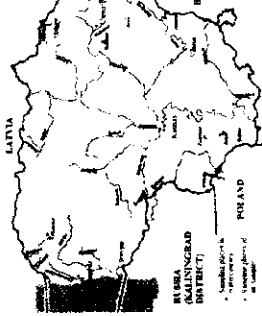
Decommissioning of Ignalina NPP is undertaken by the European Union

Decommissioning of Ignalina NPP is undertaken by the European Union

## Environmental monitoring

### National environmental radiological monitoring program - Environmental Protection Agency

- Automated monitoring network (gamma dose rate and gamma spectroscopy) including 5 stations in the vicinity of INPP
- Continuous monitoring of radionuclides in aerosols and deposition (including 3 stations in the vicinity of INPP)
- Monitoring of radionuclides in water, bottom sediments and biota (including Drūkšiai lake used for cooling)



Decommissioning of Ignalina NPP is undertaken by the European Union

Decommissioning of Ignalina NPP is undertaken by the European Union

**INPP decommissioning: background information**

**INPP New Waste Treatment Facilities and radioactive waste streams**

**Scale of INPP dismantling and used technologies**

**Unit 2 reactor R1 and R2 zones equipment dismantling**

**New project: Reactor core dismantling**

**Environmental monitoring**

## Environmental monitoring

### Ignalina NPP radiological monitoring of the environment

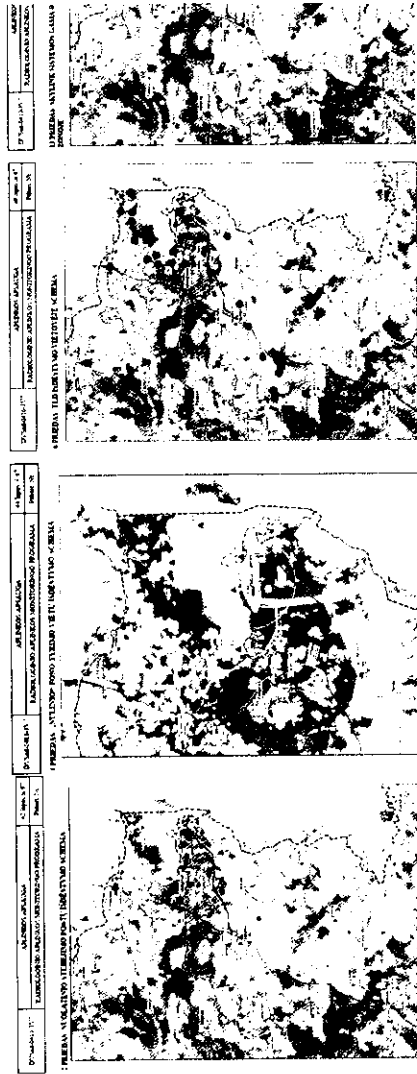
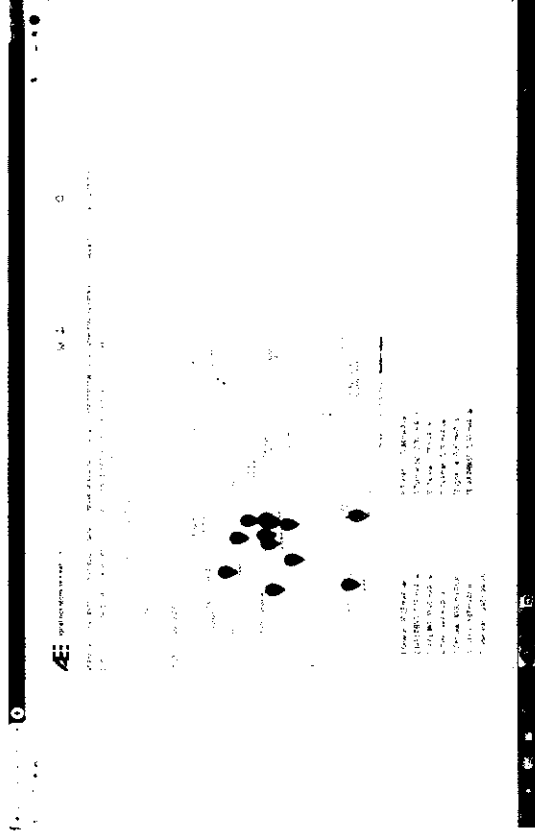
The Environmental Monitoring Laboratory started its activity in 1986 and carried out radiological monitoring of the environment during the INPP operation phase (1986-2009) and also performs radiological monitoring during the decommissioning stage.

In 2020 the Environmental Monitoring Laboratory was accredited according to the international standard ISO 17025.

- The INPP environmental monitoring program includes:
- Monitoring of radionuclide concentration in the air a precipitation;
  - Radiological monitoring of water discharges from the
  - Radiological monitoring of gas releases into the air;
  - Meteorological observations;
  - Monitoring of radionuclide concentration in the lake groundwater (network of 120 boreholes);
  - Exposure dose and dose rate monitoring in the sanit- protection zone (3 km) and observation area (30 km)
  - Monitoring of radionuclide concentration in fish, alg- grass, sediments, mushrooms, leaves;
  - Monitoring of radionuclide concentration in food pro- (milk, potatoes, cabbage, meat, grain-crops).

# Environmental monitoring

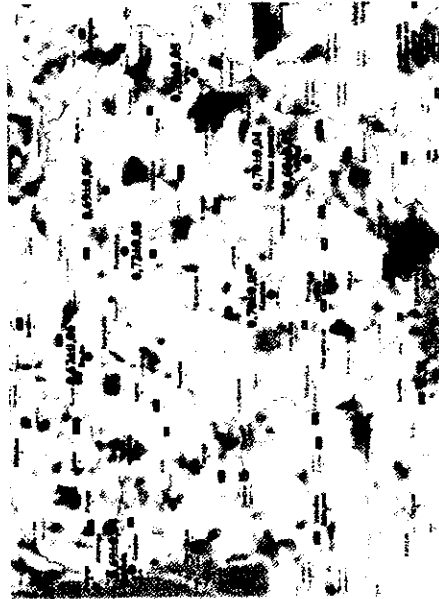
# Environmental monitoring



Beveginis monitoringa gaisa tīrības mērījumi

Beveginis monitoringa gaisa tīrības mērījumi

## Average value of annual ambient dose equivalent, 2019 (mSv)



SE Ignalina Nuclear Power Plant

Thank you for attention!

Beveginis monitoringa gaisa tīrības mērījumi

Beveginis monitoringa gaisa tīrības mērījumi