

Радиологичен анализ на контейнер за транспортиране на отработено гориво

Александър Йорданов
ЕНПРО Консулт

Българско ядрено дружество

Конференция с международно участие „Ядрената енергия за хората“

10 - 13 септември, 2018, комплекс Райска градина

Свети Влас, България

- Целта на настоящата презентация е да се представи анализът на радиационната обстановка при транспортиране на отработено ядрено гориво от реактори ВВЕР-1000 в АЕЦ “Козлодуй“ при достигната дълбочина на изгаряне 55 MWd/kgU в зависимост времето на отлежаване след изваждане от активната зона.
- Времето за престой на ОЯГ в БОК до достигане на средно остатъчното топлоотделяне от 1.67kW, което позволява поставяне на 12 отработени касети в контейнера за транспортиране в ХОГ е 5 години. В допълнение е направен и анализ при престой в БОК от 10 години преди преместване в ХОГ.

- За транспортиране на отработено ядрено гориво от реактори ВВЕР-1000 в АЕЦ „Козлодуй“ са разработени и обосновани специални транспортно-технологични средства. При експлоатация на подобни съоръжения се спазват следните препоръки на документа на IAEA – Safety Standards Series Safety Guide No. NS-G-1.4:
 - ✓ Облъченото ядрено гориво трябва да се транспортира в екранирани и адекватно охлаждадени контейнери, които са вътрешно сухи или частично запълнени с охлаждаща среда;
 - ✓ Контейнерите трябва да притежават вътрешни елементи, които да осигуряват цялост на горивото по време на транспортиране;
 - ✓ Позволено е горивото първоначално да се разположи в кошница, след което да се постави в контейнера;
 - ✓ Транспортното средство/контейнер трябва да отговаря на приложимите нормативни изисквания.

- В съответствие с регулаторните изисквания на република България максималната мощност на дозата при всяка точка от външната повърхност на опаковката/контейнера не трябва да превишава 2 mSv/h.
- За транспортиране на отработеното ядрено гориво от БОК до ХОГ се използва контейнер ТК-13/3 с изваждаща се кошница 37/3.
- За пресмятането на дозовото разпределение около един транспортен контейнер ТК 13/3 се използва приетата, валидираната и широко прилагана в целия свят за провеждане на подобни анализи софтуерната система SCALE.
- Анализът се извършва с помощта на последната версия на SCALE – 6.2.3 с използване на последователност от модули ORIGAMI→ORIGEN→MAVRIC, които автоматизирано взаимодействат помежду си.

- ORIGAMI – модул за генериране на детайлен изотопен състав на UO_2 гориво чрез имитация на престоя в активната зона на реактора. В края на работата на модула се записва файл, който съдържа информация за концентрацията на изотопите, както и неутронния и гама спектри.
- ORIGEN – модул за пресмятане на активности, концентрации и изотопен състав вследствие на неутронни трансмутации, делене или радиоактивен разпад. В края на работата на модула се записват файлове, които съдържат информация за неутронния и гама източници.
- MAVRIC – модул за извършване на Monte Carlo пресмятания с цел определяне на неутронен и/или фотонен поток и разпределение на дозово натоварване. В края на работата на модула се записват файлове с разпределението на мощността на дозата и/или поток неутрони и/или фотони.
-

Характеристики на отработеното ядрено гориво

- Средно обогатяване по ^{235}U - 4.62%
- Разпределение на изотопите на урана в зависимост от обогатяването на ^{235}U в горивото:

ИЗОТОП	ИЗОТОПЕН СЪСТАВ
^{234}U	0.0089 X
^{235}U	1.0000 X
^{236}U	0.0046 X
^{238}U	100 – 1.0135 X
X - обогатяване на ^{235}U	

- Имитиране на изгаряне до 55 MWd/kgU при четири-годишен горивен цикъл.
- Продължителността на една горивна кампания е 325 еф. денонощия с период на „презареждане“ от 35 дни.

Геометрични и материални характеристики на контейнер за транспортиране

➤ Контейнерът за транспортиране представлява дебелостенен цилиндричен съд със заварено дъно и херметично затворен с масивен капак. Основните части на контейнера са изпълнени от ниско-въглеродна стомана с антикорозионно покритие. Капакът и обвивката на неутронната защита са изработени от корозионно устойчива стомана 08X18H10T или 12X18H10T. От външната страна на контейнера е монтирана обвивката на неутронната защита.

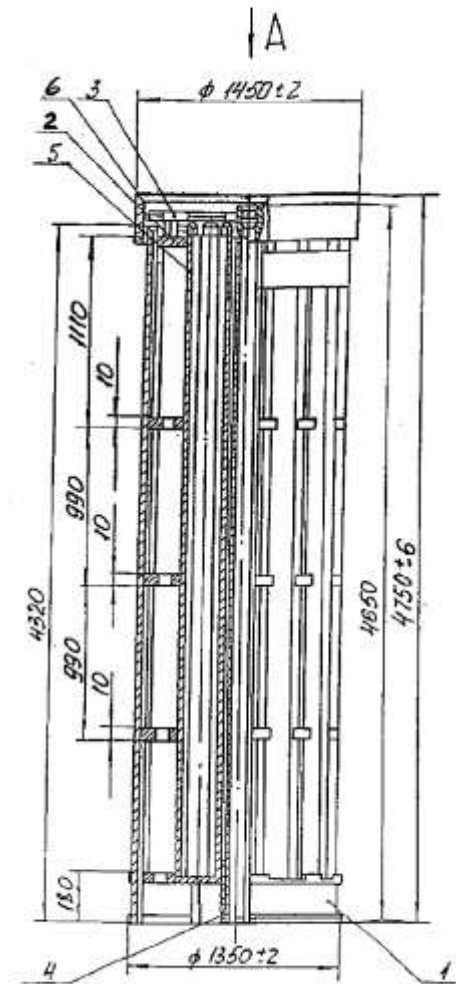
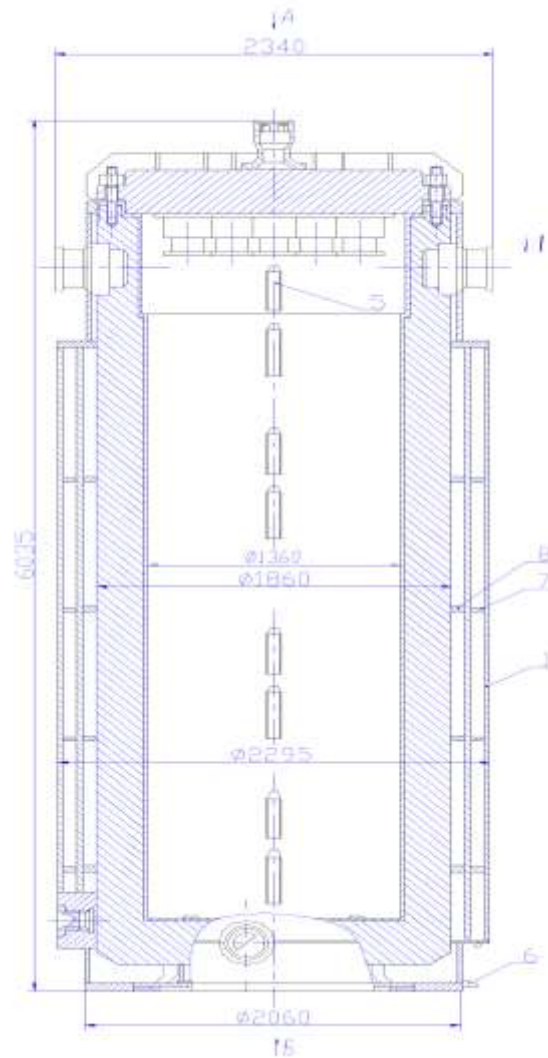
• Максимален брой касети в контейнера	12
• Диаметър на контейнера, mm	2295
• Височина на контейнера, cm	6035
• Максимална температура на външната повърхност, °C	+102
• Максимално остатъчното топлоотделяне на касетите, kW	20
• Средно остатъчното топлоотделяне на една касета, kW	1.67

Геометрични и материални характеристики на контейнер за транспортиране

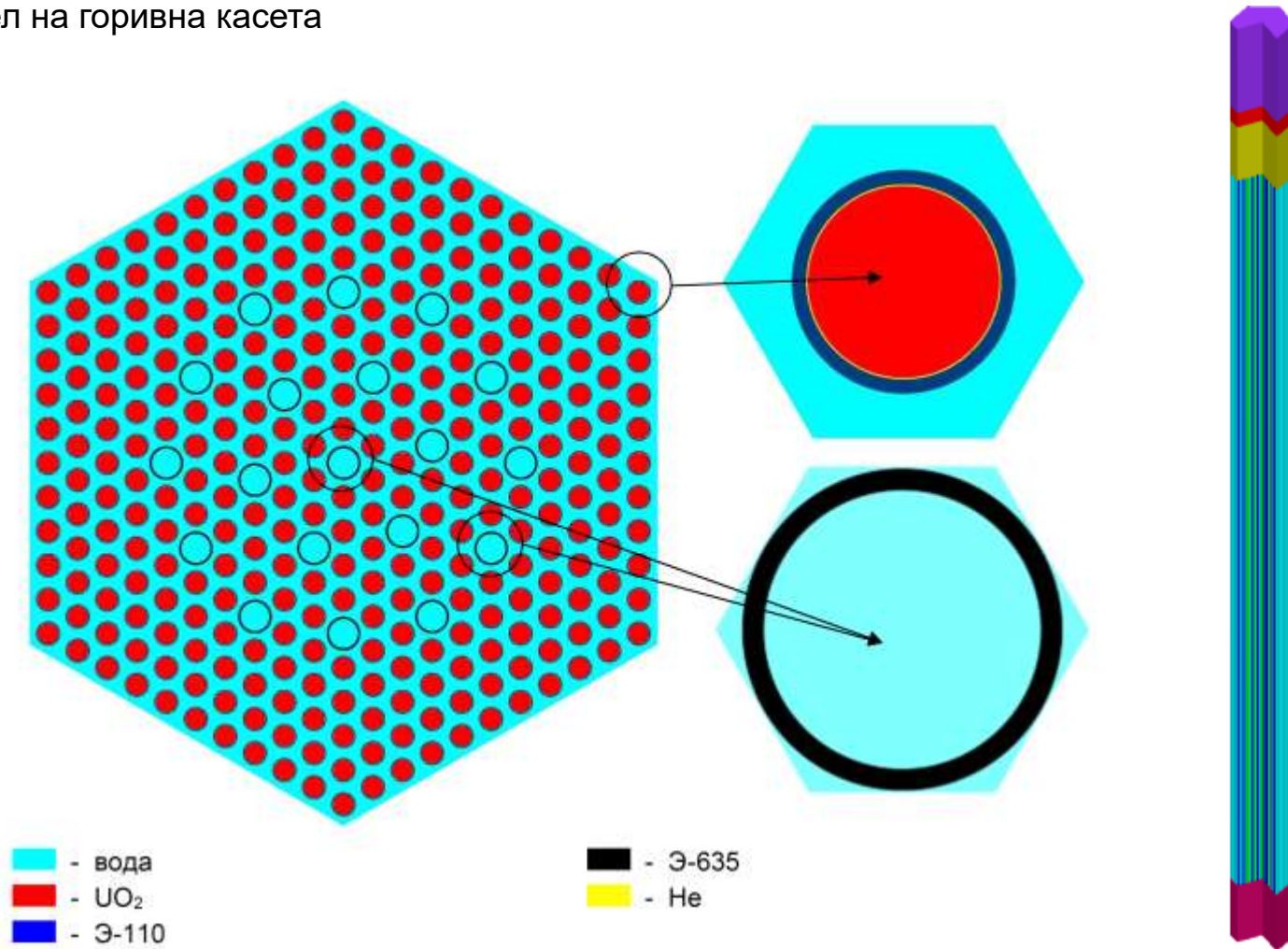
- Пространството между корпуса и обвивката на неутронната защита се запълва с антифриз или друг материал, осигуряващ неутронната защита.
- Кошница 37/3 се използва заедно с контейнер ТК-13/3 за транспорт на ОЯГ от БОК в ХОГ. Представлява заварена конструкция, състояща се от основа (поз. 1), дистанциращи плочи (поз. 2), централна тръба (поз. 4), 12 гнезда за касети ОЯГ от ВВЕР-1000 (поз. 5), защитна обшивка (поз. 6) и капак (поз. 3).

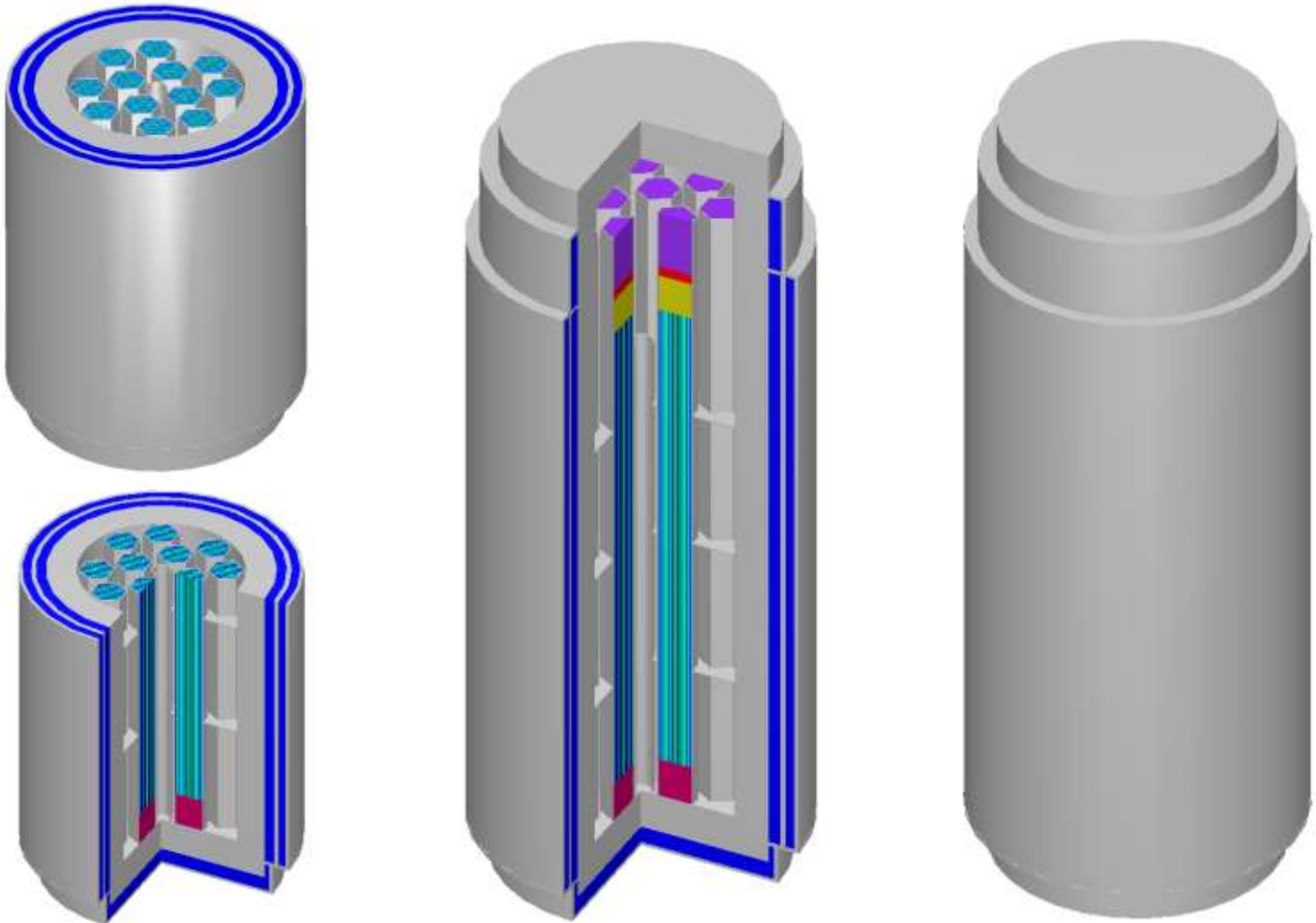
• Максимален брой касети в кошницата	12
• Диаметър на кошницата, mm	1450
• Височина на кошницата, cm	4750

Геометрични и материални характеристики на контейнер за транспортиране



➤ Модел на горивна касета





Резултати от пресмятанията

- Резултатите от пресмятанията на дозовото натоварване около контейнера за транспортиране на отработено ядрено гориво, което е престояло 5 години след изваждане от активната зона, са обобщени в следващата таблица:

ИЗТОЧНИК	1m над контейнера	2m над контейнера	1m до контейнера	2m до контейнера
неутрони	~ 40 $\mu\text{Sv/h}$	~ 12 $\mu\text{Sv/h}$	~ 5 $\mu\text{Sv/h}$	~ 2 $\mu\text{Sv/h}$
фотони	~ 15 $\mu\text{Sv/h}$	~ 2 $\mu\text{Sv/h}$	~ 25 $\mu\text{Sv/h}$	~ 15 $\mu\text{Sv/h}$
неутрони+фотони	~ 40 $\mu\text{Sv/h}$	~ 10 $\mu\text{Sv/h}$	~ 30 $\mu\text{Sv/h}$	~ 22 $\mu\text{Sv/h}$

- В следващата таблица са представени резултатите за максималните стойности на дозовото натоварване на повърхността на контейнера за транспортиране на отработено ядрено гориво, което е престояло 5 години след изваждане от активната зона :

ИЗТОЧНИК	max стойност	ИЗТОЧНИК	max стойност	ИЗТОЧНИК	max стойност
неутрони	181.022 $\mu\text{Sv/h}$	фотони	147.423 $\mu\text{Sv/h}$	неутрони+фотони	187.271 $\mu\text{Sv/h}$
върху капака		на страничната повърхност		върху капака	

Резултати от пресмятанията

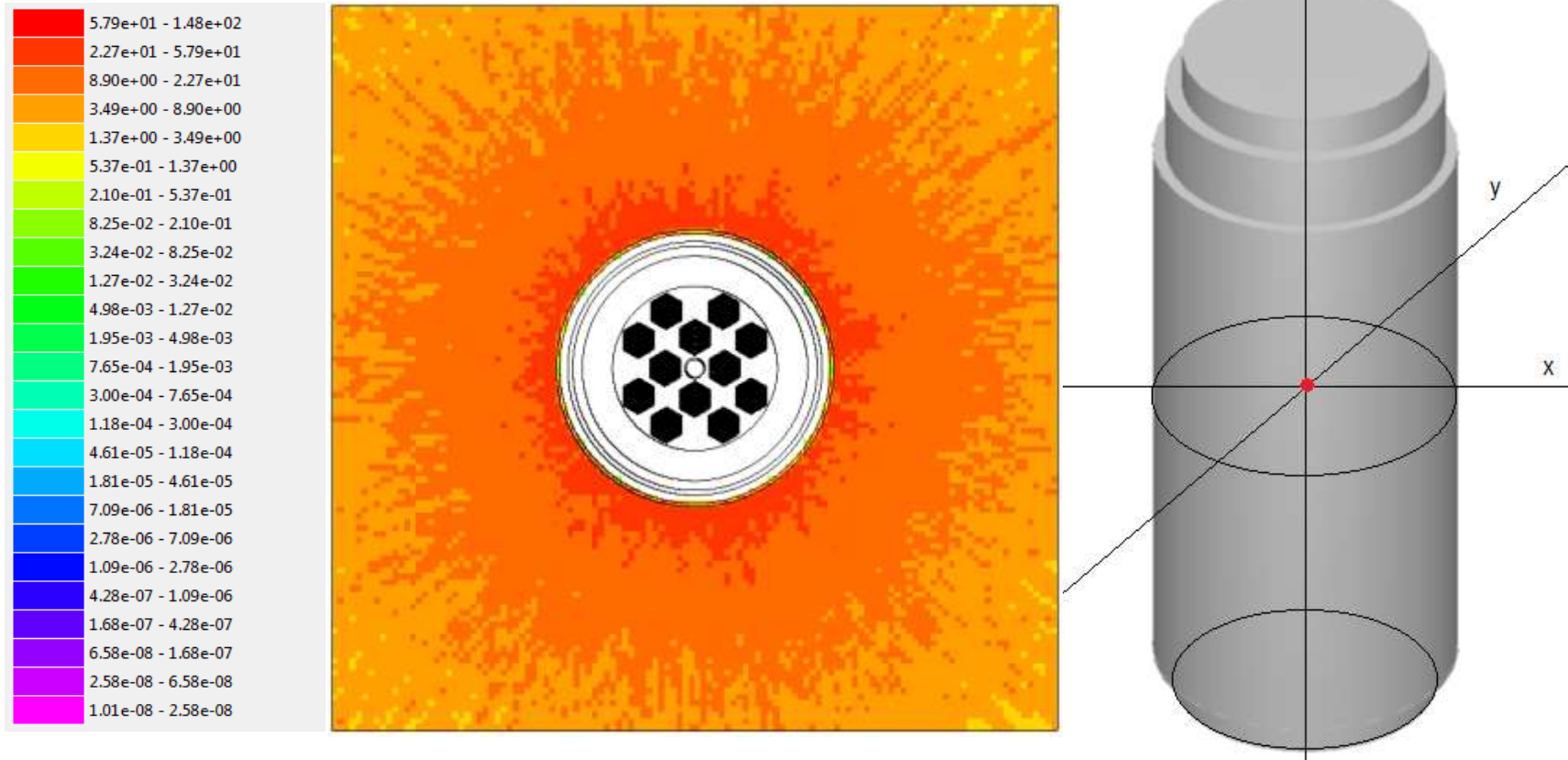
- Резултатите от пресмятанията на дозовото натоварване около контейнера за транспортиране на отработено ядрено гориво, което е престояло 10 години след изваждане от активната зона са обобщени в следващата таблица:

ИЗТОЧНИК	1m над контейнера	2m над контейнера	1m до контейнера	2m до контейнера
неутрони	~ 30 $\mu\text{Sv/h}$	~ 10 $\mu\text{Sv/h}$	~ 2 $\mu\text{Sv/h}$	~ 1 $\mu\text{Sv/h}$
фотони	~ 1 $\mu\text{Sv/h}$	~ 0.5 $\mu\text{Sv/h}$	~ 14 $\mu\text{Sv/h}$	~ 5 $\mu\text{Sv/h}$
неутрони+ фотони	~ 30 $\mu\text{Sv/h}$	~ 10 $\mu\text{Sv/h}$	~ 16 $\mu\text{Sv/h}$	~ 5 $\mu\text{Sv/h}$

- В следващата таблица са представени резултатите за максималните стойности на дозовото натоварване на повърхността на контейнера за транспортиране на отработено ядрено гориво, което е престояло 10 години след изваждане от активната зона :

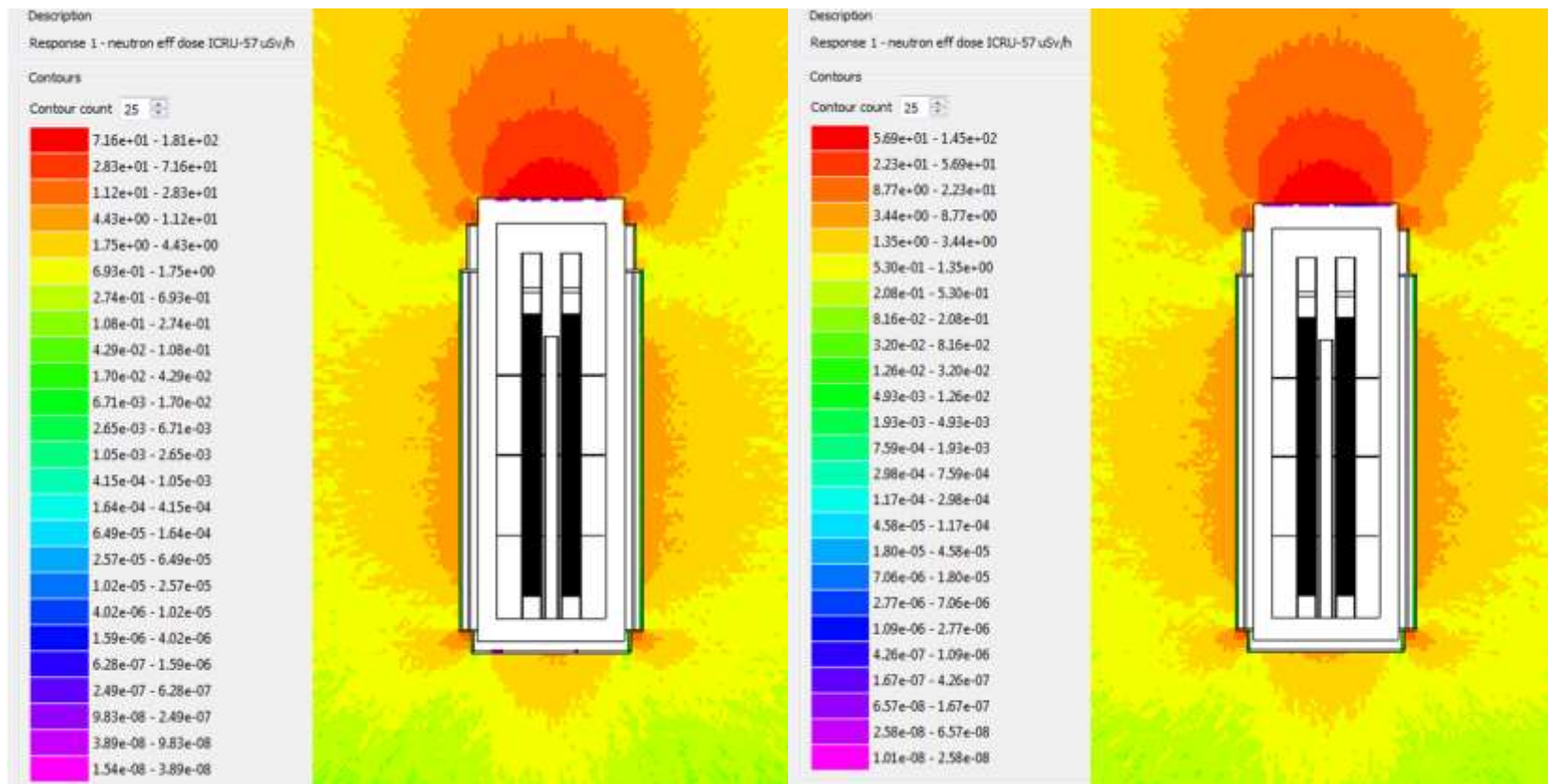
ИЗТОЧНИК	max стойност	ИЗТОЧНИК	max стойност	ИЗТОЧНИК	max стойност
неутрони	145.088 $\mu\text{Sv/h}$	фотони	46.226 $\mu\text{Sv/h}$	неутрони + фотони	147.665 $\mu\text{Sv/h}$
върху капака		на страничната повърхност		върху капака	

Резултати от пресмятанията



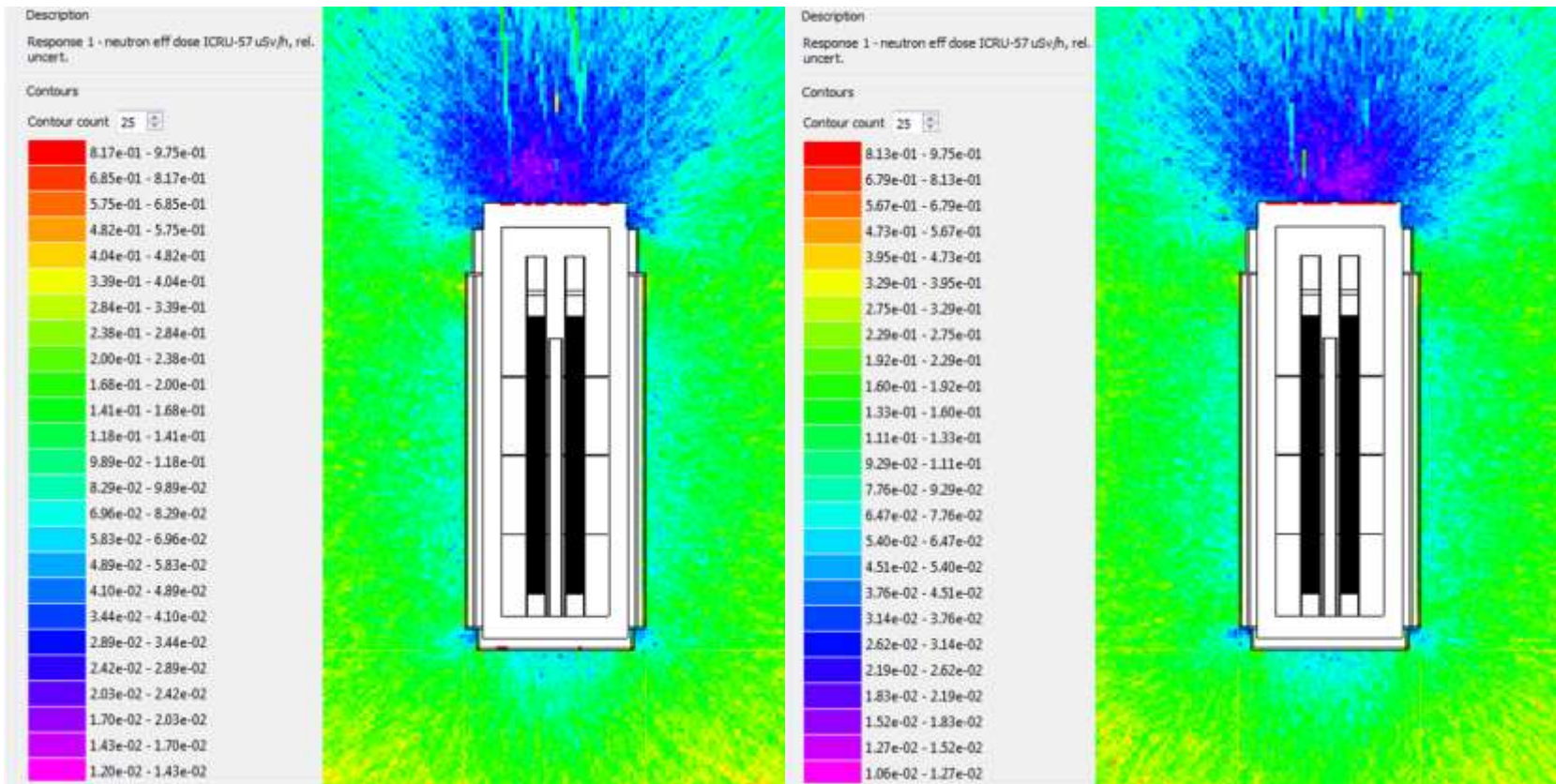
Разпределение на мощността на общата доза (неутрони + фотони) в хоризонтална равнина X-Y (Z=0)

Резултати от пресмятанията след 5 и 10 години отлежаване



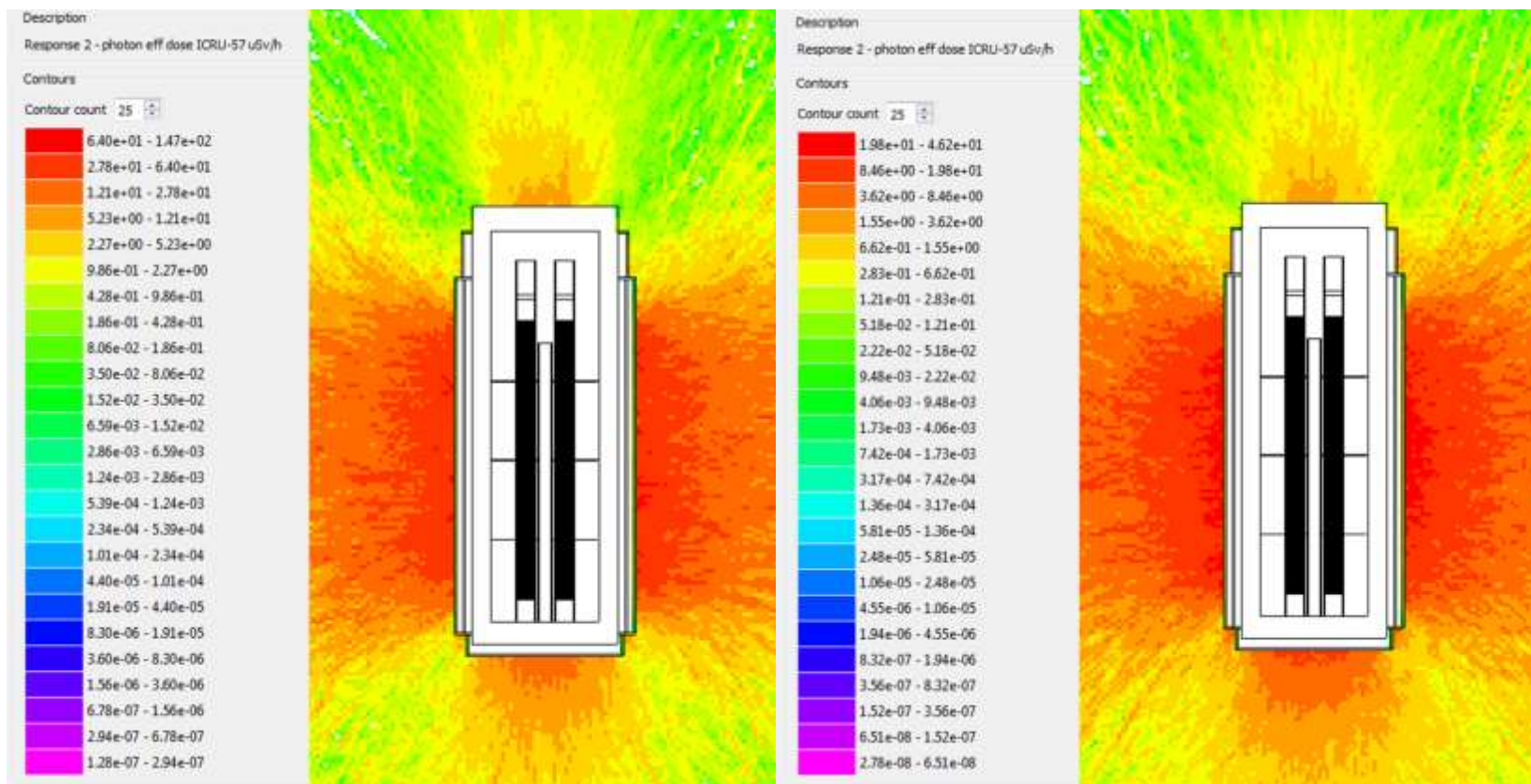
Разпределение на мощността на дозата, причинена от неутрони
във вертикална равнина X-Z (Y=0)

Резултати от пресмятанията след 5 и 10 години отлежаване



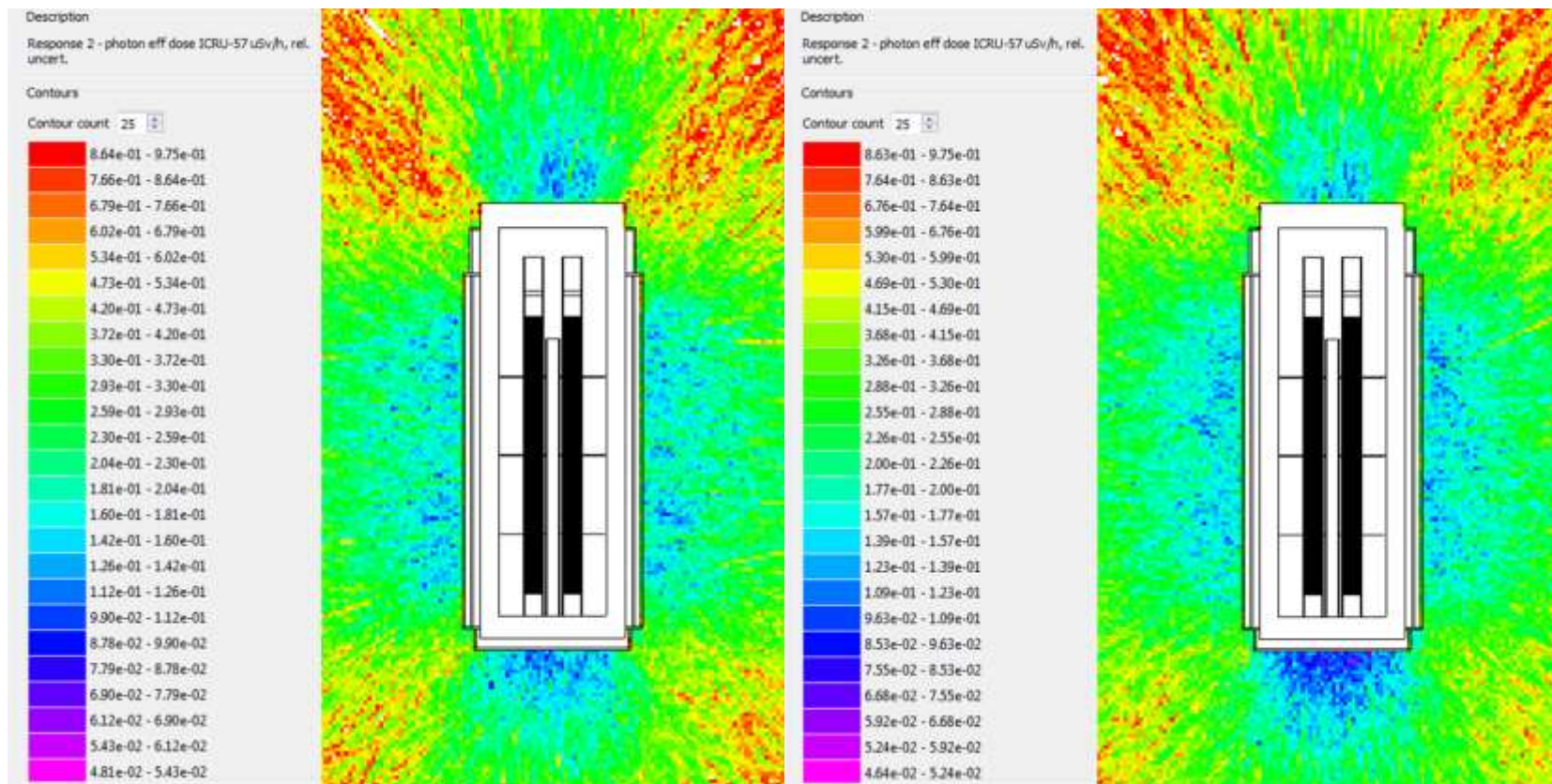
Относителна неопределеност във вертикална равнина X-Z (Y=0)

Резултати от пресмятанията след 5 и 10 години отлежаване



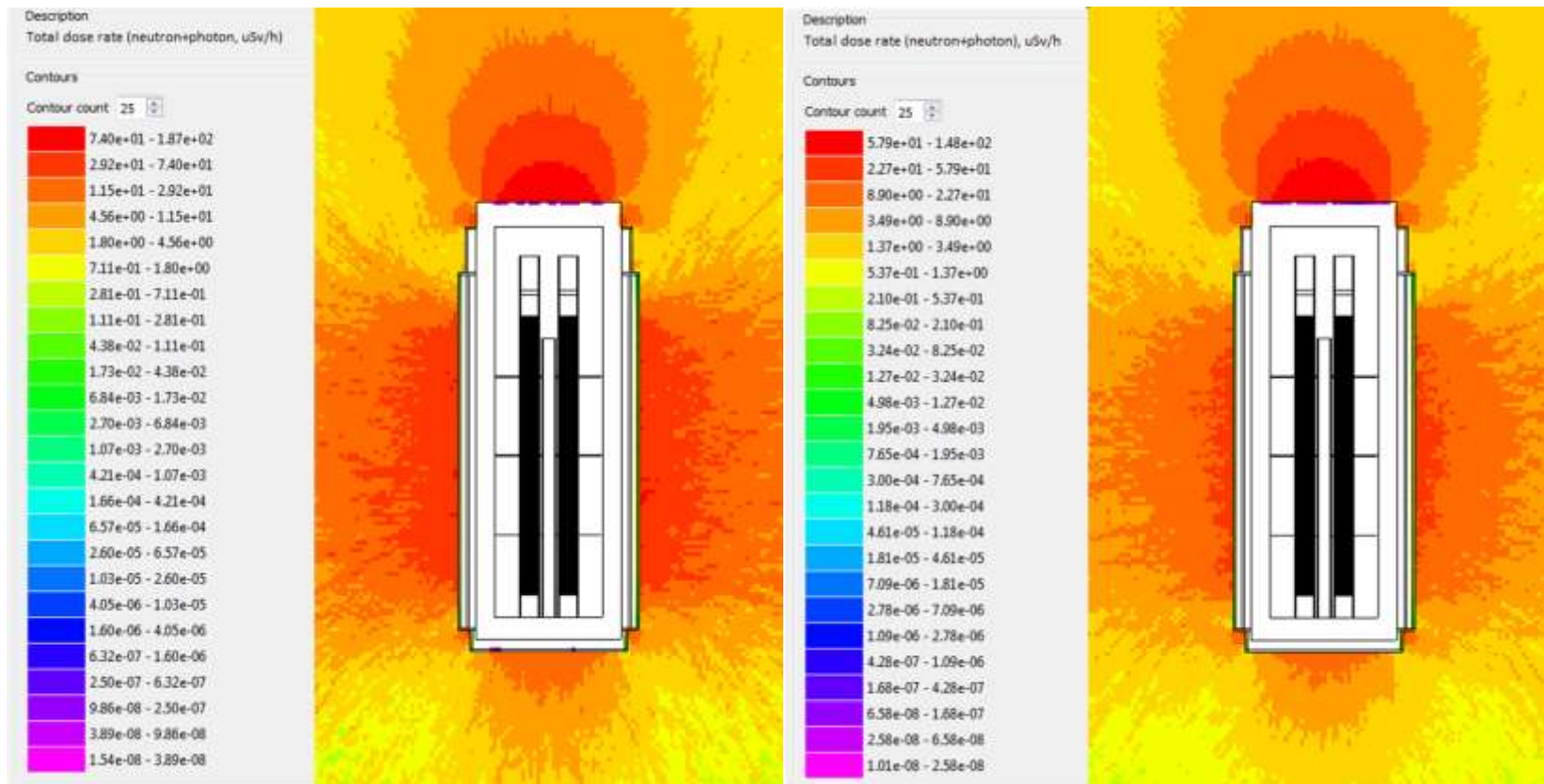
Разпределение на мощността на дозата причинена от фотони
във вертикална равнина X-Z (Y=0)

Резултати от пресмятанията след 5 и 10 години отлежаване



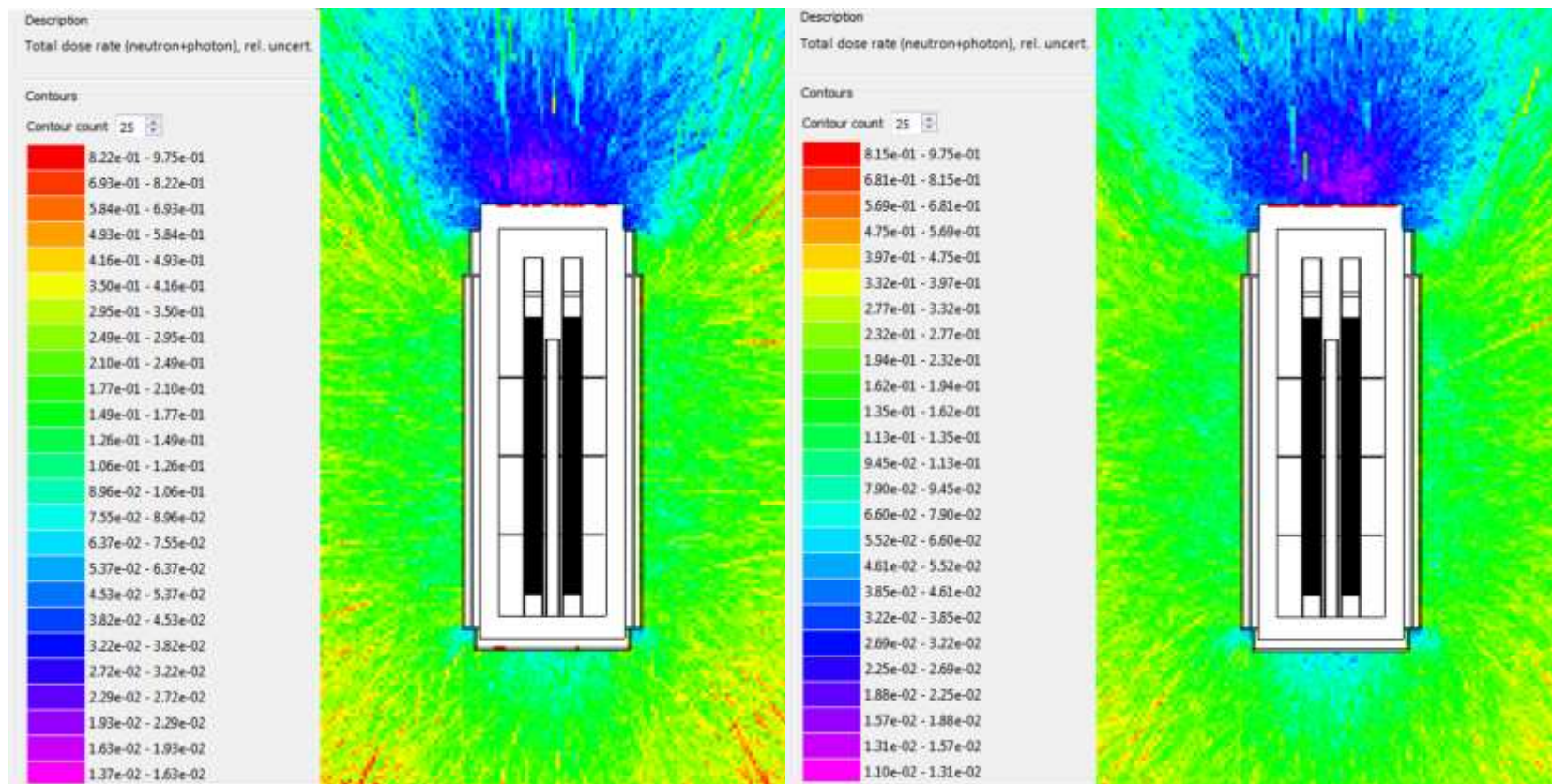
Относителна неопределеност във вертикална равнина X-Z (Y=0)

Резултати от пресмятанията след 5 и 10 години отлежаване



Разпределение на общата мощност на дозата причинена от
неутрони+фотони във вертикална равнина X-Z (Y=0)

Резултати от пресмятанията след 5 и 10 години отлежаване



Относителна неопределеност във вертикална равнина X-Z (Y=0)

- Анализът на получените резултати показва, че транспортно-технологичното оборудване осигурява безопасност при съхраняване и транспортни операции в съответствие с изискванията на действащите нормативно-технически документи.
- Максималната мощност на дозата при всяка точка от външната повърхност на контейнера не превишава 2 mSv/h, което е в съответствие с регулаторните изисквания на република България.

Благодаря за вашето внимание