

Monografia Katedry Energetyki Jądrowej i Radiochemii
Wydział Energetyki i Paliw
Akademia Górniczo-Hutnicza im. St. Staszica w Krakowie

Analiza produkcji izotopów medycznych w badawczym reaktorze wysokotemperaturowym

Jerzy Cetnar, Grażyna Domańska, Mariusz Kopeć

**Katedra Energetyki Jądrowej i Radiochemii, Wydział Energetyki i Paliw, Akademia
Górniczo-Hutnicza im. St. Staszica w Krakowie**

Akademia Górniczo-Hutnicza im. Stanisława Staszica w Krakowie
Al. Mickiewicza 30, 30-059 Kraków

2025

Składamy serdeczne podziękowania polskiej infrastrukturze obliczeniowej wysokiej wydajności PLGrid (Centra Obliczeń Wysokowydajnych: ACK Cyfronet AGH) za udostępnienie infrastruktury komputerowej i wsparcia w ramach grantu obliczeniowego nr PLG/2025/018403

Monografia była recenzowana.

Wydawca:

Akademia Górniczo-Hutnicza im. Stanisława Staszica w Krakowie

Wydział Energetyki i Paliw , Katedra energetyki Jądrowej

Al. A. Mickiewicza 30, 30-059 Kraków

Afiliacja autorów :

Akademia Górniczo-Hutnicza im. Stanisława Staszica w Krakowie

Wydział Energetyki i Paliw , Katedra energetyki Jądrowej

Al. A. Mickiewicza 30, 30-059 Kraków

ISBN 978-83-969343-5-2

Spis treści

Rozdział I Przegląd zastosowań radioizotopów medycznych oraz metod ich wytwarzania 5

(I) 1. Wstęp.....	5
(I) 2. Systematyka głównych radiofarmaceutyków i radionuklidów pod kątem wykorzystywanych w medycynie.....	7
(I) 3. Produkcja radiofarmaceutyków i radionuklidów wykorzystywanych w medycynie	9
(I) 4. Parametry naświetlań dla poszczególnych radionuklidów medycznych w metodzie reaktorowej.....	11
(I) 4.1. Izotop jodu: $^{131}\text{I}_{53}$	11
(I) 4.2. Izotop molibdenu: $^{99}\text{Mo}_{42}$	14
(I) 4.3. Izotop Chromu $^{51}\text{Cr}_{24}$	16
(I) 4.4. Izotop kobaltu $^{60}\text{Co}_{27}$	17
(I) 4.5. Izotop Dysprozu $^{165}\text{Dy}_{66}$	18
(I) 4.6. Izotop Holmu $^{166}\text{Ho}_{67}$	19
(I) 4.7. Izotop Jodu $^{125}\text{I}_{53}$	20
(I) 4.8. Izotop Irydu – $^{192}\text{Ir}_{77}$	21
(I) 4.9. Izotop Żelaza $^{59}\text{Fe}_{26}$	22
(I) 4.10. Izotop Lutetu $^{177}\text{Lu}_{71}$	23
(I) 4.11. Izotop Palladu $^{103}\text{Pd}_{46}$	24
(I) 4.12. Izotop Fosforu $^{32}\text{P}_{15}$	25
(I) 4.13. Izotop $^{186}\text{Re}_{75}$	26
(I) 4.14. Izotop $^{133}\text{Xe}_{54}$	27

Rozdział II Wstępna analiza możliwości produkcji radioizotopów medycznych w reaktorach badawczych HTR28

(II) 1. Porównanie czynności w produkcji radionuklidów dla reaktorów wodnych i wysokotemperaturowych	28
(II) 1.1. Wnioski dotyczące warunków naświetlań	28
(II) 1.2. Wnioski dotyczące strategii naświetlań w warunkach reaktora badawczego wysokotemperaturowego	29

Rozdział III	Misja Reaktora badawczego w Polsce oraz jego główne specyfikacje techniczne	36
(III) 1.	Wstęp.....	36
(III) 2.	Zarys statusu technologii reaktorów HTR	37
(III) 3.	Główna misja do wypełnienia przez badawczy HTR.....	39
(III) 4.	Określenie programu badawczego realizującego misję reaktora badawczego HTR	40
(III) 5.	Określenie wymogów technicznych oraz zakresu parametrów pracy programu reaktora badawczego HTR.....	45
(III) 5.1.	Parametry techniczne reaktora badawczego TeResa.....	46
(III) 5.2.	Określenie konfiguracji referencyjnej reaktora TeResa.	47
Rozdział IV	Analiza wykorzystania badawczego reaktora wysokotemperaturowego do produkcji medycznych radioizotopów	57
(IV) 1.	Warunki temperaturowe dla materiałów konstrukcyjnych w kanałach badawczych	58
(IV) 2.	Reaktory wysokotemperaturowe - produkcja medycznych radionuklidów na przykładzie ^{125}I , ^{99}Tc , ^{60}Co , ^{131}I , ^{177}Lu	59
(IV) 2.1.	Produkcja ^{125}I z naturalnego Xe w japońskim reaktorze HTTR.....	59
(IV) 2.2.	Bezpośrednia metoda uzyskiwania ^{99}Tc w kanale do naświetlań reaktora wysokotemperaturowego	62
(IV) 3.	Projekt kanału do naświetlań i obliczenia neutronowe porównawcze z reaktorem japońskim HTTR.....	65
(IV) 4.	Obliczanie produkcji izotopu ^{125}I w kanale eksperymentalnym TeResa	73
(IV) 5.	Produkcja <i>radioizotopów</i> Co-60, I-131, Lu-177, Sm-153 i Ir-192	77
(IV) 5.1.	Radioizotop Co-60.....	77
(IV) 5.1.	Radioizotop I-131	78
(IV) 5.1.	Radioizotop Lu-177	80
(IV) 5.1.	Radioizotop Sm-153.....	83
(IV) 5.2.	Radioizotop Ir-192	84
(IV) 6.	Podsumowanie	84

Rozdział I Przegląd zastosowań radioizotopów medycznych oraz metod ich wytwarzania

(I) 1. Wstęp

Produkcja radionuklidów medycznych wykorzystywanych w terapii i diagnostyce stanowi jedno z kluczowych zagadnień medycyny nuklearnej [1]. Wartość światowego rynku radiofarmaceutyków w 2014 roku szacowano na około 12 miliardów USD, natomiast prognozy wskazują na jego dynamiczny wzrost do poziomu 68 miliardów USD w roku 2030 [2]. Największe znaczenie praktyczne ma technet-99m (^{99m}Tc), wykorzystywany w około 100 milionach procedur diagnostycznych rocznie, co czyni go najczęściej stosowanym izotopem w medycynie nuklearnej.

Radiofarmaceutyki znajdują zastosowanie w dwóch głównych obszarach. Diagnostyka obrazowa opiera się na wykorzystaniu radionuklidów emitujących promieniowanie gamma bądź pozytony, które po podaniu pacjentowi umożliwiają odwzorowanie procesów metabolicznych, przepływu krwi czy funkcjonowania narządów. Przykładowo związki ^{99m}Tc selektywnie gromadzą się w tkankach docelowych, pozwalając na uzyskanie obrazów przy użyciu gammakamer (SPECT) lub tomografii pozytonowej (PET w przypadku ^{18}F). Dzięki temu możliwe jest wczesne wykrywanie nowotworów, chorób serca czy zmian neurodegeneracyjnych.

Z kolei terapia celowana (izotopowa) wykorzystuje radionuklidy emitujące cząstki β^- lub α , które niszczą komórki nowotworowe przy minimalnym oddziaływaniu na tkanki zdrowe. Klasycznym przykładem jest jod-131 (^{131}I), stosowany w leczeniu chorób tarczycy, natomiast lutet-177 (^{177}Lu) i aktyn-225 (^{225}Ac) stanowią podstawę nowoczesnych terapii radioizotopowych skierowanych przeciw nowotworom neuroendokrynnym i rakowi prostaty. W tego typu zastosowaniach radiofarmaceutyk pełni rolę zarówno znacznika biologicznego, jak i aktywnego czynnika terapeutycznego, a jego skuteczność zależy od właściwego doboru radionuklidu oraz związku nośnikowego.

Obecnie na świecie do produkcji radioizotopów medycznych wykorzystuje się około 400 reaktorów badawczych oraz blisko 500 cyklotronów [3]. Jednak zapotrzebowanie na radionuklidy szybko wzrasta, a znaczna część istniejącej infrastruktury jest przestarzała – wiele reaktorów osiągnęło już projektowy czas eksploatacji, co prowadzi do stopniowego ograniczania ich pracy bądź

planowanych wyłączeń. Sytuacja ta rodzi poważne ryzyko niedoborów, zwłaszcza w przypadku izotopów o strategicznym znaczeniu klinicznym.

Najważniejszym źródłem ^{99}Mo (prekursora $^{99\text{m}}\text{Tc}$) pozostają reaktory badawcze zlokalizowane w kilku kluczowych ośrodkach na świecie. Do największych należą m.in.:

- HFR (High Flux Reactor) w Petten (Holandia) – jeden z głównych producentów molibdenu-99 na rynek europejski,
- BR2 (Belgian Reactor 2) w Mol (Belgia) – wysokostrumieniowy reaktor o istotnym wkładzie w światową produkcję,
- NRU (National Research Universal Reactor) w Chalk River (Kanada) – przez dekady kluczowy dostawca ^{99}Mo , wyłączony w 2018 roku,
- SAFARI-1 w Pretorii (RPA) – wiodący producent radioizotopów na rynek afrykański i międzynarodowy,
- OPAL w Sydney (Australia) – nowoczesny reaktor badawczy, od 2006 roku systematycznie zwiększający produkcję radioizotopów.

Uzupełniającą rolę odgrywają także mniejsze jednostki w Czechach, Polsce (reaktor MARIA w Świerku), Argentynie i Korei Południowej. Cyklotrony, rozwijane dynamicznie w ostatnich dekadach, stanowią podstawowe źródło izotopów o krótkim okresie półtrwania, takich jak ^{18}F , ^{11}C czy ^{15}O , stosowanych w tomografii pozytonowej. Obecność ponad 500 takich urządzeń na całym świecie umożliwia lokalną produkcję radionuklidów bez konieczności transportu, co ma kluczowe znaczenie w diagnostyce PET. Jednak cyklotrony nie są w stanie zastąpić reaktorów w produkcji izotopów o dłuższym czasie życia i dużej aktywności, takich jak ^{99}Mo , ^{131}I czy ^{177}Lu .

Z powyższych względów utrzymanie stabilnych dostaw radionuklidów wymaga zarówno modernizacji istniejącej infrastruktury reaktorowej, jak i poszukiwania nowych rozwiązań technologicznych. Jedną z alternatyw rozważanych w raportach International Atomic Energy Agency (IAEA) jest wykorzystanie wysokotemperaturowych reaktorów gazowych (HTGR), które dzięki swoim unikalnym właściwościom eksploatacyjnym mogą stanowić istotne uzupełnienie obecnego systemu produkcji [4].

(I) 2. Systematyka głównych radiofarmaceutyków i radionuklidów pod kątem wykorzystywanych w medycynie

Jak szeroki jest zakres zastosowań w medycynie i które radionuklidy odgrywają najważniejszą rolę przedstawia Tabela I-1 (czasy połowicznego rozpadu wzięte z bazy danych National Nuclear Data Center Brookhaven National Laboratory www.nndc.bnl.gov) [5].

Tabela I-1. Sposób wytwarzania i zastosowanie głównych radioizotopów medycznych

Radioizotopy, emitery γ wykorzystanie w tomografii emisyjnej pojedynczego fotonu (SPEC)			
Radioizotop	Czas połowicznego zaniku $T_{1/2}$	Reakcja jądrowa wykorzystywana w produkcji radioizotopu (lub dodatkowo z rozpadem $\rightarrow$ produktu)	Typowa aktywność partii [Gq]
^{67}Ga	3,26 dni	$^{68}\text{Zn}(p,2n)^{67}\text{Ga}$	50
^{99}Mo	2,75 dni	$^{235}\text{U}(n,f) (^{99}\text{Mo})$	$>10^3$
^{99m}Tc	6 godz.	$^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo} \rightarrow ^{99m}\text{Tc}$	10
^{123}I	13,2 godz.	$^{123}\text{Te}(p,n) \rightarrow ^{123}\text{I}$	20
		$^{124}\text{Xe}(p,x)^{123}\text{Xe} \rightarrow ^{123}\text{I}$	70
		$^{127}\text{I}(p,5n)^{123}\text{Xe} \rightarrow ^{123}\text{I}$	70
^{111}In	2,8 dni	$^{112}\text{Cd}(p,2n)^{111}\text{In}$	50
^{201}Tl	3,06 dni	$^{203}\text{Tl}(p,3n)^{201}\text{Pb} \rightarrow ^{201}\text{Tl}$	50

Radioizotopy, emitery β^+ - wykorzystanie w pozytonowej tomografii emisyjnej (PET)			
Radioizotop	Czas połowicznego zaniku $T_{1/2}$	Reakcja jądrowa wykorzystywana w produkcji radioizotopu (lub dodatkowo z rozpadem $\rightarrow$ produktu)	Typowa aktywność partii [Gq]
^{11}C	20,4 min.	$^{14}\text{N}(p,\alpha)^{11}\text{C}$	100
^{13}N	10,0 min.	$^{16}\text{O}(p,\alpha)^{13}\text{N}$	30
^{15}O	2,0 min.	$^{14}\text{N}(d,n)^{15}\text{O}$	100
		$^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$	50
^{18}F	110 min.	$^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$	100
		$^{20}\text{Ne}(d,\alpha)^{18}\text{F}$	30
^{68}Ga	68,3 min.	$^{69}\text{Ga}(p,2n)^{68}\text{Ge} \rightarrow ^{68}\text{Ga}$	5
^{82}Ru	1,3 min.	$^{(nat)}\text{Rb}(p,x)^{82}\text{Sr} \rightarrow ^{82}\text{Ru}$	40

Badania in-vitro, Radioizotopy emitery β^- wykorzystane w badaniach in-vitro			
Radioizotop	Czas połowicznego zaniku $T_{1/2}$	Reakcja jądrowa wykorzystywana w produkcji radioizotopu (lub dodatkowo z rozpadem $\rightarrow$ produktu)	Typowa aktywność partii [Gbg]
^3H	12,3 lat	$^6\text{Li}(n,\alpha) ^3\text{H}$	>500
^{14}C	5730 lat	$^{14}\text{N}(n,p) ^{14}\text{C}$	20
^{125}I	59,4 dni	$^{124}\text{Xe}(n,\gamma) ^{125}\text{Xe} \rightarrow ^{125}\text{I}$	50

Lecznicze radionuklidy, emitery β^-			
Radioizotop	Czas połowicznego zaniku $T_{1/2}$	Reakcja jądrowa wykorzystywana w produkcji radioizotopu (lub dodatkowo z rozpadem $\rightarrow$ produktu)	Typowa aktywność partii [Gbg]
^{32}P	14,3 dni	$^{32}\text{S}(n,p) ^{32}\text{P}$	>100
^{89}Sr	50,5 dni	$^{89}\text{Y}(n,p) ^{89}\text{Sr}$	20
^{90}Y	2,7 dni	$^{235}\text{U}(n,f) ^{90}\text{Sr}$	20
^{131}I	8,0 dni	$^{130}\text{Te}(n,\gamma) ^{131\text{m,g}}\text{Te} \rightarrow ^{131}\text{I}$	>100
		$^{235}\text{U}(n,f) (^{131}\text{I})$	>100
^{153}Sm	1,9 dni	$^{152}\text{Sm}(n,\gamma) ^{153}\text{Sm}$	>100
^{169}Er	9,4 dni	$^{168}\text{Er}(n,\gamma) ^{169}\text{Er}$	50
^{177}Lu	6,7 dni	$^{176}\text{Lu}(n,\gamma) ^{177}\text{Yb} \rightarrow ^{177}\text{Lu}$	50
^{188}Re	17,0 godz.	$^{186}\text{W}(n,\gamma) ^{187}\text{W}$	50
		$^{187}\text{W}(n,\gamma) ^{188}\text{W} \rightarrow ^{188}\text{Re}$	20

Radioizotopy - emitery α			
Radioizotop	Czas połowicznego zaniku $T_{1/2}$	Reakcja jądrowa wykorzystywana w produkcji radioizotopu (lub dodatkowo z rozpadem $\rightarrow$ produktu)	Typowa aktywność partii [Gbg]
^{211}At	7,2 godz.	$^{209}\text{Bi}(\alpha,2n)$	<5

Radioizotopy, emitery promieniowania X, elektrony Augera			
Radioizotop	Czas połowicznego zaniku $T_{1/2}$	Reakcja jądrowa wykorzystywana w produkcji radioizotopu (lub dodatkowo z rozpadem $\rightarrow$ produktu)	Typowa aktywność partii [Gbg]
^{103}Pd	17,0 dni	$^{103}\text{Rh}(p,n) ^{103}\text{Pd}$	50
^{125}I	59,4 dni	$^{124}\text{Xe}(n,\gamma) ^{125}\text{Xe} \rightarrow ^{125}\text{I}$	50

Za najistotniejsze radioizotopy uznaje się: ^{99m}Tc , ^{123}I , ^{131}I , ^{201}Tl , ^{67}Ga , ^{18}F i ^{111}In , natomiast najistotniejsze lotne radioizotopy to: ^{99m}Tc , ^{133}Xe i ^{81m}Kr

Każdego roku zapotrzebowanie na radionuklidy medyczne wzrasta i zachodzi konieczność rozwijania dotychczasowych metod ich otrzymywania (poprzez naświetlanie w cyklotronie lub reaktorze) jak i szukanie nowych dróg produkcji. Reaktory wysokotemperaturowe są przyszłościowymi technologiami, które oferują nowe możliwości. Reaktory wysokotemperaturowe ze względu na swoje cechy bezpieczeństwa, a także wysoką temperaturę wpływającą na wydajność energetyczną i wydajność reakcji chemicznych są obiecującą alternatywą. Wraz z rozwojem modularnych HTR (np. MMR- Micro Modular Reactors), możliwe będzie stworzenie lokalnych centrów produkcji izotopów. HTR mogą uniezależnić od importu radionuklidów medycznych z innych krajów. Przed naukowcami leży zbadanie w jaki sposób można je wykorzystać do produkcji radionuklidów wykorzystując wyższe warunki temperaturowe reaktora. Prace na poziomie testów produkcji ^{131}I , ^{99m}Tc i ^{177}Lu są już prowadzone w HTTR (High Temperature Test Reactor), prace przygotowawcze zaś są prowadzone w Chinach (w Shidaowan) w reaktorze HTR-PM.

(I) 3. Produkcja radiofarmaceutyków i radionuklidów wykorzystywanych w medycynie

Produkcja radioizotopów medycznych jest prowadzona dwoma metodami: reaktorową i cyklotronową. W reaktorach badawczych radionuklidy powstają dzięki reakcji rozszczepienia, dalszym przemianom promieniotwórczym, a także innym reakcjom jądrowym z neutronami (głównie dzięki reakcji wychwytu). Większość otrzymywanych tą drogą radionuklidów to produkty rozszczepienia. W cyklotronach lub akceleratorach radionuklidy powstają w wyniku reakcji jądrowych dzięki naświetlaniu protonami, neutronami lub innymi cząstkami.

Głównie skupimy się na metodzie reaktorowej produkcji radionuklidów i otrzymywaniu w niej produktów rozszczepienia. Metoda jest dobrze znana od lat pięćdziesiątych dwudziestego wieku. Obecnie w celu uzyskania odpowiednich produktów rozszczepienia stosuje się krótkotrwałe naświetlanie (czas połowicznego rozpadu interesujących izotopów jest z reguły krótki rzędu kilku do kilkudziesięciu dni) w reaktorze próbek paliwa HEU (wysokowzbogacony uran, ponad 90%) lub paliwa LEU (niskowzbogacony uran, ponad 19%). Wypalone paliwo nie wykorzystuje się do przeróbki ze względu na zanieczyszczenia, ani w przypadku krótkożyciowych, ani długożyciowych radionuklidów (np. w przypadku

^{137}Cs , który ma $T_{1/2}=30$ lat). Niepożądanym zanieczyszczeniem przy długich naświetlaniach jest ^{134}Cs i ^{135}Cs . Wyjątkami są długożyciowe pierwiastki transuranowe (np. ^{252}Cf), które otrzymywane są z długo naświetlanego paliwa, ale nie mają istotnego zastosowania medycznego. Zestaw nuklidów, które powstają głównie w metodzie reaktorowej w reakcji z neutronami jest przedstawia Tabela I-2.

Tabela I-2. Izotopy produkowane drogą reaktorową z czasami połowicznego zaniku

Radioizotop	Czas połowicznego zaniku $T_{1/2}$	Reakcja jądrowa
^{64}Cu	12,7 godz.	$^{63}\text{Cu}(n,\gamma)$
^{67}Cu	2,6 dni	$^{67}\text{Zn}(n,p)$
^{90}Y	64 godz.	$^{90}\text{Sr}(\beta, 28,79 \text{ a})$ $^{89}\text{Y}(n,\gamma)$ $^{90}\text{Zr}(n,p)$
^{99}Mo	66 godz.	$^{235}\text{U}(n,f) (6,07\%)$ $^{98}\text{Mo}(n,\gamma)$
^{103}Pd	16,99 dni	$^{102}\text{Pd}(n,\gamma)$
$^{114\text{m}}\text{In}$	49,51 godz.	$^{113}\text{In}(n,\gamma)$
$^{117\text{m}}\text{Sn}$	14,0 dni	$^{116}\text{Sn}(n,\gamma)$ $^{117}\text{Sn}(n,n')$
^{125}I	59,4 dni	$^{124}\text{Xe}(n,\gamma)$ $^{125}\text{Xe}(\beta, 16,9 \text{ h})$
^{131}I	8,02 dni	$^{235}\text{U}(n,f) (2,89\%)$ $^{130}\text{Te}(n,\gamma)$ $^{131\text{g}}\text{Te}(\beta, 25 \text{ m})$
^{153}Sm	46,28 godz.	$^{152}\text{Sm}(n,\gamma)$
^{166}Ho	26,8 godz.	$^{165}\text{Ho}(n,\gamma)$ $^{164}\text{Dy}(n,\gamma)$ $^{165}\text{Dy}(\beta, 2,33 \text{ h})$ $^{165}\text{Dy}(n,\gamma)$ $^{166}\text{Dy}(\beta, 81,5 \text{ h})$
^{169}Yb	32 dni	$^{168}\text{Yb}(n,\gamma)$
^{177}Lu	6,7 dni	$^{176}\text{Lu}(n,\gamma)$ $^{176}\text{Yb}(n,\gamma)$ $^{177}\text{Yb}(\beta, 1,9 \text{ h})$
^{186}Re	3,72 dni	$^{185}\text{Re}(n,\gamma)$
^{188}Re	17 godz.	$^{187}\text{Re}(n,\gamma)$
^{188}W	69,78 dni	$^{186}\text{W}(n,\gamma)$ $^{187}\text{W}(\beta, 23,72 \text{ h})$ $^{187}\text{W}(n,\gamma)$

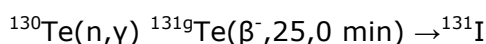
^{191m}Ir	4,94 s	$^{190}\text{Os}(n,\gamma)^{191}\text{Os}(\beta, 15,4 \text{ d})$
^{194}Ir	19,28 godz.	$^{192}\text{Os}(n,\gamma)^{193}\text{Os}(\beta, 30,11 \text{ h})$ $^{193}\text{Os}(n,\gamma)^{194}\text{Os}(\beta, 6,0 \text{ a})$
^{195m}Pt	4,02 dni	$^{194}\text{Pt}(n,\gamma), ^{195}\text{Pt}(n,n')$
^{199}Au	75,3 dni	$^{198}\text{Pt}(n,\gamma)^{199}\text{Pt}(\beta, 31 \text{ m})$ $^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$ $^{198}\text{Au}(n,\gamma)$

(I) 4. Parametry naświetlań dla poszczególnych radionuklidów medycznych w metodzie reaktorowej

(I) 4.1. Izotop jodu: $^{131}\text{I}_{53}$

Z medycznego punktu widzenia jednym z najważniejszych jest izotop jodu o liczbie masowej 131. W powstających w rozszczepieniu nuklidach beta promieniotwórczych o liczbie masowej 131, (powstają w rozszczepieniu w ilości 2,9%), jest on najdłużej żyjącym izotopem z czasem $T_{1/2}=8,02$ dnia, który przemienia się w stabilny ^{131}Xe . Inne izotopy jodu posiadają krótsze czasy połowicznego zaniku, nie stanowią więc zanieczyszczenia. Wyjątkiem jest ^{129}I z czasem połowicznego zaniku 16 milionów lat. Powstaje go znacznie mniej, z czasem jego znaczenie jako zanieczyszczenia jednak rośnie,

Reakcja rozszczepienia jest najbardziej wydajną reakcją do otrzymywania radioizotopów, ten izotop jodu może też być jednak otrzymywany w reaktorze na drodze reakcji wychwyty radiacyjnego neutronu przez tellur 130 oraz następującego rozpadu beta:



Przekrój czynny na tą reakcję wynosi $0,27 \pm 0,06$ barna dla widma neutronów termicznych. W naturalnym tellurze, izotopu ^{130}Te jest tylko 33,8%. Znajduje się też w nim w ilości 0,9% izotop ^{123}Te o bardzo dużym przekroju czynnym na neutrony, 1000 razy większym od przekroju na wychwyt dla ^{130}Te . W tarczy z naturalnym Te zawartość izotopu ^{130}Te powinna być maksymalizowana ze względu na wydajność produkcji jodu jak i generację ciepła. Dodatkowa

generacja ciepła jest wynikiem reakcji z izotopem ^{123}Te ,

W reaktorze Maria rocznie napromieniowanych jest 3000 zasobników z dwutlenkiem telluru i metoda jego produkcji jest udoskonalana właśnie poprzez wzbogacenie naturalnego Telluru do 90%. Jod-131 stosowany jest w leczeniu nadczynności tarczycy i jej nowotworów oraz jako radioznacznik w terapii guzów chromochłonnych i nerwiaka płodowego. Potencjane przeniesienie tej metody wytwarzania do reaktora wysokotemperaturowego wymagać będzie zastosowania pojemników ze stali i stopów o wyższej temperaturze topnienia niż pojemniki aluminiowe. Parametry techniczne wytwarzania na drodze rozszczepienia przedstawia Tabela I-3 poniżej.

Tabela I-3. Otrzymywanie izotopu Jodu $^{131}\text{I}_{53}$ jako produktu rozszczepienia [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	8 dni
Reakcja jądrowa	$^{235}\text{U}(n,f)^{131}\text{I}$ produkt rozszczepienia
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Stop uranowo aluminiowy (zawierający 45% ^{235}U) produkcja NECSA SA Rozmiar płytki tarczy: 200mm x 4mm W reaktorze 6 specjalnych kanałów w których można umieścić do 7 płytek
Czystość	Wymagany bardzo niski procent zanieczyszczeń
Pojemnik tarczy	Aluminiowy
Przykładowe parametry naświetlania: reaktor SAFARI-1 Pretoria 20 MW	
Strumień termicznych neutronów	$1,5 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$
Czas naświetlania	Ok. 200 godzin, chłodzenie 24 h, plus 9-10 dni w kolumnie, potem ekstrakcja i oczyszczanie
Aktywność po napromienieniu	$3,3 \cdot 10^6 \text{ MBq}$ (90 Ci)
Masa tarczy	4,2 g ^{235}U w płytce

Izotop jodu ^{131}I można również uzyskać poprzez reakcję wychwytu neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-4. Należy zaznaczyć że każdym przypadku wymagana jest dalsza obróbka w komorach gorących wyposażonych w manipulatory, w wentylację, pod obniżonym ciśnieniem.

Tabela I-4. Otrzymywanie izotopu Jodu $^{131}\text{I}_{53}$ dzięki reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	8 dni
Reakcja jądrowa	$^{130}\text{Te}(n,\gamma)$
Typ rozpadu	β^- 100% 0,284 MeV 6% 0,364 MeV 81% 0,637 MeV 7%
Końcowy produkt	
Przekrój czynny	A) $\sigma=0,04$ b; B) $\sigma=0,2$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	$^{\text{nat}}\text{TeO}_2$ (zawartość ^{130}Te w naturalnym =34,48%)
Czystość	Zawartość dwutlenku telluru >95%
Zanieczyszczenia	Pb<0,002%, Cu<0,0005%, Fe<0,0005%, Ni<0,00055, Se<0,0005%, Ag<0,0005%
Przykładowe parametry naświetlania	
Strumień termicznych neutronów	$5 \cdot 10^{12}$ - $1 \cdot 10^{14}$ n/cm ² s wyższe strumienie mogą doprowadzić do eksplozji tarczy wskutek powstałych gazów. Konieczne jest chłodzenie
Czas naświetlania	200 godzin, chłodzenie na rozpad β^- 48 godzin
Aktywność po napromienieniu	1048 GBq/mg I^{131}
Tarcza i pojemnik	Do kapsuły o wymiarach: średnica 22mm, wysokość 90mm z aluminium wlewa się płynny dwutlenek telluru (naturalny) i ochładza. Kapsułę umieszcza się w aluminiowym pojemniku o średnicy 30mm i wysokości 110mm
Masa tarczy	140 g stopionego dwutlenku telluru

(I) 4.2. Izotop molibdenu: $^{99}\text{Mo}_{42}$

Izotop ^{99}Mo jest prekursorem jednych z najważniejszych radionuklidów medycznych $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{99}Tc . Izotop $^{99\text{m}}\text{Tc}$ jest używany w przypadku 80% wszystkich procedur medycznych [15], $^{99\text{m}}\text{Tc}$ jest otrzymywany w generatorach technetowych, gdzie następuje rozpad ^{99}Mo . Końcowym produktem przemian tego izotopu jest stabilny ^{99}Ru . Czas połowicznego zaniku dla ^{99}Mo wynosi 65,9 godzin i jest to najdłuższy czas dla innych produktów rozszczepienia beta promieniotwórczych o tej samej liczbie masowej 99. Wynika z tego, że po odpowiednio długim czasie napromieniowania uranu otrzymujemy molibden-99 czysty. Czas połowicznego rozpadu dla $^{99\text{m}}\text{Tc}$ wynosi 6 godzin. Reakcja rozszczepienia uranu do ^{99}Mo jest bardzo wydajna wynosi 6,07%, a przekrój czynny jest duży i wynosi $582,6 \pm 1,1$ barna. W uzyskaniu ^{99}Mo najczęściej stosuje się proces rozszczepienia. Możliwe jest też otrzymanie ^{99}Mo w reakcji wychwytu neutronu przez ^{98}Mo , tu jednak przekrój czynny jest o wiele mniejszy i wynosi $\sigma = 0,13$ barna. W reaktorach wysokotemperaturowych możemy naświetlać duże masy trójtlenku molibdenu, ($^{99\text{m}}\text{Tc}$ otrzymujemy drogą dyfuzji w postaci gazowej), co rekompensuje niski przekrój czynny. Parametry techniczne wytwarzania ^{99}Mo na drodze rozszczepienia przedstawia Tabela I-5 a na drodze neutronu Tabela I-6.

Tabela I-5 Otrzymywanie izotopu $^{99}\text{Mo}_{42}$ drogą procesu rozszczepienia [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	65,94 godzin
Reakcja jądrowa	$^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})^{99}\text{Mo}$ 6,01% mass F,P
Typ rozpadu	$^{99\text{m}}\text{Tc}$ ($t_{1/2}=6,01$ h), ^{99}Tc ($t_{1/2}=2,11 \cdot 10^5$ y) β 1,2145 MeV 82,4% 0,4366 MeV 16,4 % γ 0,7395 MeV (12,13%) 0,181 MeV (6,0%) 0,1405 MeV (4,52%) 0,7779 MeV (4,26%)
Końcowy produkt	^{99}Ru
Przekrój czynny	$\sigma=0,04$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	HEU, LEU, tu omawiany stop alumiiniowo-uranowy (zawierający U wzbogacony w

	45% w ^{235}U). Wyprodukowana w NASCA płytka tarczy o wymiarach 200mm x 45 mm zawiera 4,2 g ^{235}U .
Czystość	Dopuszczalny bardzo niski stopień zanieczyszczeń
Przykładowe parametry naświetlania: reaktor SAFARI- 1 Pretoria, Moc 20 MW	
Strumień termicznych neutronów	$1,5 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2\text{s}$
Czas naświetlania	200 godzin, chłodzenie 48 godzin
Aktywność całkowita po napromienieniu	$18 \cdot 10^6 \text{ MBq}$ (500 Ci)
Tarcza i pojemnik	Pojemniki aluminiowe
Masa tarczy	4,2 g ^{235}U

Tabela I-6. Otrzymywanie $^{99}\text{Mo}_{42}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	65,94h
Reakcja jądrowa	$^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$
Typ rozpadu	β^- 100% 0,181 MeV 6% 0,740 MeV 12% 0,780 MeV 4%
Końcowy produkt	
Przekrój czynny	$\sigma=0,13 \text{ b}$
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	MoO_3 90-120g na jedno załadowanie
Czystość	>99,5%
Zanieczyszczenia	Chlorki, azotki, arsenki <0,0115% Ca, Cd, Co, Cr, Cu, Fe, K, Mg, Na < 0,0195%
Przykładowe parametry naświetlania: reaktor DHRUVA 100MW	
Strumień termicznych neutronów	$1,6 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2\text{s}$ wyższe strumienie mogą doprowadzić do eksplozji tarczy wskutek powstałych gazów. Konieczne jest chłodzenie
Czas naświetlania	1 tydzień
Aktywność tarczy po napromienieniu	1,48 Gbq (40 Ci)
Tarcza i pojemnik	Standardowy 1S aluminiowy spawany na zimno o średnicy 22 mm i wysokości 44 mm
Masa tarczy	120 g

(I) 4.3. Izotop Chromu $^{51}\text{Cr}_{24}$

Izotop ^{51}Cr otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu czystej tarczy chromowej w reakcji wychwytu neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-7.

Tabela I-7. Otrzymywanie $^{51}\text{Cr}_{24}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	27,70 d
Reakcja jądrowa	$^{50}\text{Cr}(n,\gamma)$
Typ rozpadu	100% EC $\rightarrow$ ^{51}Cr
Końcowy produkt	Stabilny ^{51}V
Przekrój czynny	$\sigma=15,9\pm0,2$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Cr metal
Czystość	Tarcza musi być wysokiej czystości 99,9%
Zanieczyszczenia	<0,1%
Przykładowe parametry naświetlania	
Strumień termicznych neutronów	$\sim 5 \cdot 10^{13}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	24 d
Aktywność po napromienieniu	~ 30 GBq $^{51}\text{Cr/g Cr}$
	Metaliczny chrom jest umieszczany w kapsule aluminiowej lub tytanowej
Masa tarczy	1 g sproszkowana

Po naświetlaniu próbek wymagane jest umieszczenie ich w laboratorium komór gorących do obróbki chemicznej.

(I) 4.4. Izotop kobaltu $^{60}\text{Co}_{27}$

Izotop ^{60}Co otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu czystej tarczy kobaltowej w reakcji wychwytu neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-8.

Tabela I-8 Długożyciowy izotop kobaltu otrzymywany jest w reaktorach w reakcji wychwytu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	$5,2714 \pm 0,0005$ y
Reakcja jądrowa	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$
Emitowane energie	β^- 1,49 MeV 0,011%, 0,31 MeV 99,925% γ 1332,5 keV 99,9856%, 1173,2 99,9736% $^{60\text{m}}\text{Co}$ 10,67 min 99,76% IT 0,24% β^-
Końcowy produkt	^{60}Ni
Przekrój czynny	$\sigma = 37,58 \pm 0,06$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Metaliczny kobalt ^{59}Co
Czystość	Czystość > 99,7%
Przykładowe parametry naświetlania (przykład dotyczy reaktora CANDU – Kanada)	
Strumień termicznych neutronów	$\sim 2 \cdot 10^{14}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	18, 24, 36 miesięcy
Aktywność po napromienieniu	4,5-9,5 TBq $^{51}\text{Cr/g}$
	Metaliczny ^{59}Co w postaci cienkich cylindrów (średnica 6,4 mm, wysokość 12,7 mm lub średnica 1 mm, wysokość 1 mm) umieszczany jest w pojemniku cylindrycznym z materiału Zircolay4
Masa tarczy	52 -80 g

Do obróbki potrzeby jest basen i laboratoria komór gorących.

(I) 4.5. Izotop Dysprozu $^{165}\text{Dy}_{66}$

Izotop ^{165}Dy otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu tarczy z azotanem dysprozu w reakcji wychwytu neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-9.

Tabela I-9. Otrzymywanie $^{165}\text{Dy}_{66}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	2,334 h, Izomer $T_{1/2} = 1,257$ min 97,26% IT
Reakcja jądrowa	$^{164}\text{Dy}(n,\gamma)^{165}\text{Dy}$
Emitowane energie	β^- $E_{\max} = 1286,7$ keV 83%, 1192,0 15% γ 94,7 keV $^{60\text{m}}\text{Co}$ 10,67 min 99,76% IT 0,24% β^-
Końcowy produkt	^{165}Ho
Przekrój czynny	$\sigma = 2650 \pm 100$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	W tubie naturalny azotan dysprozu i 3% kwasu azotowego
Przykładowe parametry naświetlania: przykład dotyczy reaktora badawczego MIT USA	
Strumień termicznych neutronów	$\sim 8 \cdot 10^{12}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	Kilka godzin

(I) 4.6. Izotop Holmu $^{166}\text{Ho}_{67}$

Izotop ^{166}Ho otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu tarczy zawierającej zproszkowany pentahydratu azotanu holmu w reakcji wychwytu neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-10.

Tabela I-10. Otrzymywanie $^{166}\text{Ho}_{67}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	26,763±0,004 h
Reakcja jądrowa	$^{165}\text{Ho}(n,\gamma)^{166}\text{Ho}$
Emitowane energie	β - Max 1,853,9 keV 50%, 1773,3 keV 48,7% inne γ 0,081 MeV 6,71%, 1,379 MeV 0,93% inne
Końcowy produkt	$^{166}\text{Er}_{68}$
Przekrój czynny	$\sigma=61,2\pm1,1$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Sproszkowany $^{165}\text{Ho}(\text{NO}_3)_3\cdot 5\text{H}_2\text{O}$ lub $^{165}\text{Ho}_2\text{O}_3$
Czystość	Czystość > 99,9%
Przykładowe parametry naświetlania: przykład dotyczy reaktora HANARO	
Strumień termicznych neutronów	$\sim 4\cdot 10^{13}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	60 h, chłodzenie 30 h
Aktywność po napromienieniu	2,286 GBq (75mCi)/mg
	Tarcza jest w tytanowym lub aluminiowym cylindrycznym pojemniku (śr.=15mm,h=50mm/
Masa tarczy	200 mg

(I) 4.7. Izotop Jodu $^{125}\text{I}_{53}$

Izotop jodu uzyskujemy z reakcji wychwytu dla izotopu ksenonu 124. Tarczą może być naturalny ksenon /zawartość ^{124}Xe , 0,096%/ , wtedy należy długo napromieniowywać gaz, lub wysoko wzbogacony ksenon, (zawartość ^{124}Xe > 99%), ze względu na powstawanie w reakcji $^{125}\text{I}(n,\gamma)^{126}\text{I}$ jodu-126 należy stosować długi czas chłodzenia, a także odzysk drogiego ^{124}Xe . Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-11.

Tabela I-11. Otrzymywanie $^{125}\text{I}_{53}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	59,408 d
Reakcja jądrowa	$^{124}\text{Xe}(n,\gamma)^{125}\text{Xe} \rightarrow ^{125}\text{I} \beta^- 18\text{h}$
Emitowane energie	EC 100% γ 0,03549 MeV (6,68%) X 0,028 MeV
Końcowy produkt	^{125}Tc
Przekrój czynny	$\sigma=165\pm20$ b, $\sigma^m=28$ b, $\sigma^g=137$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Gazowa, naturalny Xe, lub wzbogacony ^{124}Xe
Czystość	W drugim przypadku: czystość > 99,99%
Przykładowe parametry naświetlania	
Strumień termicznych neutronów	$1\cdot10^{13}$ - $1\cdot10^{14}$ n/cm ² s (dane dla $5\cdot10^{13}$ n/cm ² s)
Czas naświetlania	Naturalny ksenon: 200-300 godzin, (chłodzenie 45 dni) Wzbogacony ksenon: 10-24 godzin (chłodzenie 20 dni)
Aktywność po napromienieniu	>600 GBq/mg
	Tarcza jest w aluminiowej kapsule (średnica 27mm, wysokość 200mm) Domieszki do aluminium: 0,3-1,5% Si, 0,2-1,5% Mg, 0,5% Fe
Masa tarczy	Naturalny 15 g, wzbogacony 0,4 g

Ze względu na powstawanie dodatkowego ciśnienia na ściankach kapsuły (nie może przekroczyć 50kg/cm²·sek²) musi być stosowane wodne chłodzenie i nie można stosować większych strumieni neutronów.

(I) 4.8. Izotop Irydu – $^{192}\text{Ir}_{77}$

Izotop ^{166}Ho otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu tarczy zawierającej heksachloroirydan sodu w reakcji wychwytu neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-12.

Tabela I-12. Otrzymywanie $^{192}\text{Ir}_{77}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	73,83 h
Reakcja jądrowa	$^{191}\text{Ir}(n,\gamma)^{192}\text{Ir}$, metastabilny m1 1,45 min 100%IT Metastabilny m2 241
Emitowane energie	γ 0,2058 MeV 3,34% 0,296 MeV 28,7% 0,3084 MeV 29,7% B- 0,259 MeV 5,6% 0,539 MeV 41% IC 2,5% 0,675 MeV 48% 2,5% EC 4,6% 0,3165 MeV 82,71% 5,7% 0,4681 MeV 47,8% 1,5% 0,4846 MeV 3,19% 0,5886 MeV 4,52% 0,6044 MeV 8,18%
Przekrój czynny	$\sigma=945\pm 10$ b, $\sigma_s=309$ b, $\sigma_{m1}=695, \sigma_{m2}=0,16$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Na_2IrCl_6 (Koch Light/Fluka) (GR/AR)
Przykładowe parametry naświetlania	
Strumień termicznych neutronów	$\sim 1 \cdot 10^{12}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	1 tydzień
Aktywność po napromienieniu	68 GBq/g
	Tarcza w standardowym S1 cylindrycznym pojemniku z aluminium (średnica 22mm, wysokość 44mm)
Masa tarczy	10 mg

(I) 4.9. Izotop Żelaza $^{59}\text{Fe}_{26}$

Izotop ^{59}Fe otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu tarczy zawierającej wzbogacony tlenek żelaza w reakcji wychwytu neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-13.

Tabela I-13. Otrzymywanie $^{59}\text{Fe}_{26}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	14,5 dni
Reakcja jądrowa	$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$
Emitowane energie	β - 0,273 MeV 45,3% 0,463 MeV 53,1% 1,566 MeV 0,18% 0,130 MeV 1,31% γ 0,1923 MeV 3,08% 1,099 MeV 56,5% 1,291 MeV 43,2%
Przekrój czynny	$\sigma=1,155$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Tlenek żelaza wzbogacony > 60% w ^{58}Fe
Przykładowe parametry naświetlania	
Strumień termicznych neutronów	$\sim 2 \cdot 10^{14}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	30 minut
Aktywność po napromienieniu	16 mCi/mg
Masa tarczy	10 mg

(I) 4.10. Izotop Lutetu $^{177}\text{Lu}_{71}$

Izotop Lutetu ^{177}Lu można otrzymać dwoma drogami: bezpośrednią z naświetlania wzbogaconego w ^{176}Lu tlenku Lutetu lub pośrednią dzięki rozpadowi β^- ^{177}Yb otrzymanego z reakcji wychwytu $^{176}\text{Yb}(n,\gamma)^{177}\text{Yb}$. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-14.

Tabela I-14. Otrzymywanie $^{177}\text{Lu}_{71}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	6,734 dni
Reakcja jądrowa	$^{176}\text{Lu}(n,\gamma)^{177}\text{Lu}$
Emitowane energie	β^- 0,273 MeV 45,3% 0,463 MeV 53,1% 1,566 MeV 0,18% 0,130 MeV 1,31% γ 0,1923 MeV 3,08% 1,099 MeV 56,5% 1,291 MeV 43,2%
Końcowy produkt	^{177}Hf
Przekrój czynny	$\sigma^g=1770$ b, $\sigma^m=317$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Lu_2O_3
Czystość	99,99%
Przykładowe parametry naświetlania: ORNL High Flux Isotope Reactor	
Strumień termicznych neutronów	$2,05 \times 10^{15}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	3-6 dni

(I) 4.11. Izotop Palladu $^{103}\text{Pd}_{46}$

Izotop ^{103}Pd otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu tarczy w postaci gąbki palladowej w reakcji wychwytu neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-15.

Tabela I-15. Otrzymywanie $^{103}\text{Pd}_{46}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	16,99 dni
Reakcja jądrowa	$^{102}\text{Pd}(n,\gamma)^{103}\text{Pd}$
Emitowane energie	EC 100% γ 0,04 MeV (2%) 0,02 MeV Rh X IC 10%
Wtórne reakcje	$^{108}\text{Pd}(n,\gamma)^{109}\text{Pd}$ $T_{1/2}=13,46$ h $^{110}\text{Pd}(n,\gamma)^{111}\text{Pd} \rightarrow \beta^- ^{111}\text{Ag}$ $T_{1/2}=7,5$ d
Przekrój czynny	$\sigma=3$ b
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Gąbka palladowa
Czystość	Spektralnie czysta J, M 100 mg
Pojemnik tarczy	Standardowy pojemnik aluminiowy spawany na zimno o średnicy 22 mm i wysokości 46 mm
Przykładowe parametry naświetlania	
Strumień termicznych neutronów	$4 \cdot 10^{13}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	4 tygodnie
Aktywność po napromienieniu	370 MBq (10 mCi)
Masa tarczy	100 mg

Późniejsza obróbka może się odbywać za ołowianą osłoną o szerokości 5cm w szklanym boksie o wymiarach 2 x 1 x 2 [m],

(I) 4.12. Izotop Fosforu $^{32}\text{P}_{15}$

Izotop ^{32}P otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu tarczy zawierającej sproszkowaną sublimowaną siarkę w reakcji wybitcia protonu neutronem (n,p). Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-16

Tabela I-16. Otrzymywanie $^{32}\text{P}_{15}$ w reakcji wychwytu neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	14,26 dni
Reakcja jądrowa	$^{32}\text{S}_{16}(\text{n},\text{p})^{32}\text{P}_{15}$
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Siarka sublimowana w postaci drobnego proszku
Przygotowanie tarczy	Poprzez odparowanie i sublimację kondensacyjną w atmosferze gazu obojętnego
Zanieczyszczenia	Siarka 99,96% Popiół siarczanowy 0,02% Brak Arsenu Woda <0,1% Mat. organiczny <0,015% H_2SO_4 <0,005%
Przykładowe parametry naświetlania: przykład dotyczy reaktora MARIA Świerk	
Strumień termicznych neutronów	$\sim 1 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2\text{s}$
Czas naświetlania	5-6 cykli 100 godz.
Aktywność po napromienieniu	8,15 GBq (220mCi)/g
Tarcza i pojemniki	Siarka jest topiona i wlewana do aluminiowych kapsulek, które się schładza w kąpeli wodnej. Aluminiowe cylindryczne pojemniki spawane na zimno (średnica 15 mm, wysokość 88 mm lub średnica 8 mm, wysokość 80 mm)
Masa tarczy	19 g

Do dalszej obróbki są niezbędne komory gorące z manipulatorami.

(I) 4.13. Izotop $^{186}\text{Re}_{75}$

Izotop ^{186}Re otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu tarczy w postaci metalicznego renu (Re) – w postaci proszku sprasowanego w pastylki lub cienkie folie. Rzadziej stosuje się tlenek renowy (Re_2O_7), bo jest lotny i trudniejszy do obsługi. Wykorzystuje się reakcję wychwyty neutronu. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-17.

Tabela I-17. Otrzymywanie $^{186}\text{Re}_{75}$ w reakcji wychwyty neutronu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	
Reakcja jądrowa	$^{185}\text{Re}(n,\gamma)^{186}\text{Re}$
Emitowane energie	
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	metaliczny ren
Czystość	Spektralnie czysta J,M 100mg
Pojemnik tarczy	Standardowy pojemnik aluminiowy spawany na zimno o średnicy 22 mm i wysokości 46 mm
Przykładowe parametry naświetlania	
Strumień termicznych neutronów	$4 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$
Czas naświetlania	Ok 4 dni
Aktywność po napromienieniu	370 MBq (10 mCi)
Masa tarczy	100 mg

(I) 4.14. Izotop $^{133}\text{Xe}_{54}$

Izotop ^{133}Xe otrzymywany jest w reaktorach po naświetleniu tarczy zawierającej tlenek uranu wysokowzbogacony ^{235}U w reakcji rozszczepienia jądrowego. Parametry techniczne procesu przedstawia Tabela I-18.

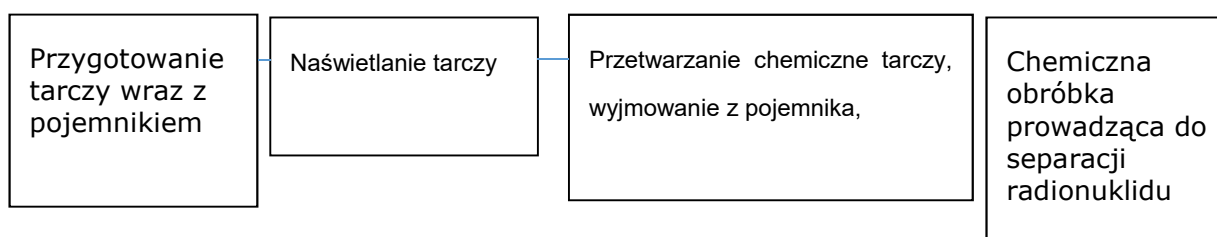
Tabela I-18. Otrzymywanie $^{133}\text{Xe}_{54}$ w reakcji rozszczepienia uranu [7]

Dane dotyczące reakcji jądrowej	
Czas połowicznego zaniku	$5,243 \pm 0,001$ dni
Reakcja jądrowa	$^{235}\text{U}(\text{n},\text{fiss}) (^{133}\text{Xe})$
Emitowane energie	$\text{B}^-\beta^-$ (MeV) 0,3464 (95%)
Dane dotyczące tarczy	
Tarcza	Tlenek uranu wzbogacony (90%) w ^{235}U , z dodatkiem MgO
Pojemnik tarczy	Stalowe otocznice wypełnione Mg
Przykładowe parametry naświetlania Reaktor badawczy AM	
Strumień termicznych neutronów	$3 \cdot 10^{13}$ n/cm ² s
Czas naświetlania	~ 6 dni, (chłodzenie ~ 6 godzin)
Aktywność po napromienieniu	1,8 TBq (50 Ci)
Masa tarczy	4,2 g

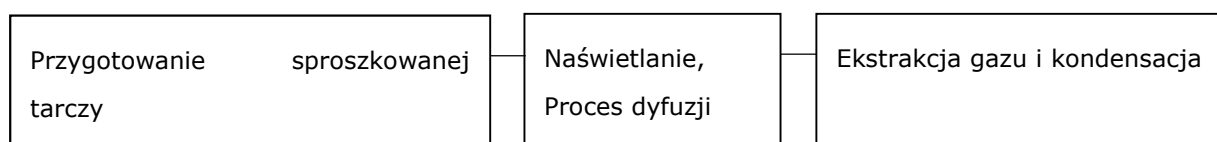
Rozdział II Wstępna analiza możliwości produkcji radioizotopów medycznych w reaktorach badawczych HTR

(II) 1. Porównanie czynności w produkcji radionuklidów dla reaktorów wodnych i wysokotemperaturowych

Standardowy cykl produkcji izotopów medycznych w reaktorach lekkowodnych, obecnie jedynie stosowanych przedstawia poniższy schemat:



Preferowany cykl produkcji izotopów w reaktorach wysokotemperaturowych to bezpośrednie otrzymywanie radionuklidu w postaci lotnego radionuklidu (np. ^{99}Tc):



W reaktorach wysokotemperaturowych można zaoszczędzić na urządzeniach chemicznych. W przypadku Technetu otrzymujemy radionuklid bezpośrednio w reaktorze, w kanale do naświetlań. I tylko drogą kondensacji rozpuszczania w soli fizjologicznej dochodzimy do końcowego produktu.

(II) 1.1. Wnioski dotyczące warunków naświetlań

Dotychczasowe, bardzo pogłębione doświadczenie w produkcji radionuklidów medycznych w reaktorach badawczych wodnych pozwala sformułować jakie warunki musi spełniać proces naświetlania w przypadku widma neutronów termicznych:

- Przedział użytecznych strumieni neutronów mieści się od wysokich strumieni rzędu 10^{15} n/cm²s (istotne przy małych przekrojach czynnych) do strumieni rzędu 10^{12} n/cm²s,
- W szczególnych przypadkach można wykorzystać strumienie mniejsze nawet rzędu 10^7 n/cm²s
- W zdecydowanej większości tarczę stanowi metaliczny czysty izotop lub związek umieszczony w pojemnikach aluminiowych
- Czasy naświetlań to przedział od kilku dni do kilkudziesięciu a nawet kilkuset dni
- Naświetlenia prowadzone są w odpowiednich kanałach wewnątrz części paliwowej i jeżeli pozwala wartość strumienia poza nią
- Wartość przekroju czynnego na reakcję jądrową generuje wartość odpowiedniego strumienia, należy jednak brać pod uwagę, że wysokie wydajności reakcji rozszczepienia są związane z dużą gęstością mocy deponowaną w tarczy (w przypadku produkcji produktów rozszczepienia). Dla zapewnienia stabilności osłon tarczy należy wyznaczyć odpowiednie warunki chłodzenia,
- Czas naświetlania jest związany z czasem połowicznego zaniku dla danego radionuklidu i zazwyczaj jest on krótki (liczony w godzinach lub dniach)

(II) 1.2. Wnioski dotyczące strategii naświetlań w warunkach reaktora badawczego wysokotemperaturowego

- Reaktory wysokotemperaturowe dają strumienie neutronów odpowiadające strumieniom dla reaktorów wodnych, choć można w nich osiągnąć strumienie też bardzo wysokie. Osiągnięcie wysokich wartości dla strumieni neutronów stanowi ich zaletę. Energetyczny rozkład widma neutronów należy do rozkładów widma termicznego.
- Warunki naświetlań w reaktorach wysokotemperaturowych, ze względu na podobieństwo strumieni neutronów pod względem rozkładu energetycznego jak i wielkości nie powinny ulegać zmianie
- Bardzo ważnym elementem jest wysoka temperatura w części paliwowej i w reflektorze reaktora wysokotemperaturowego Temperatura może przyspieszać pewne chemiczne procesy jak dyfuzja, sublimacja co można wykorzystać w wydajniejszej produkcji izotopu

- Należy uwzględnić też inny rodzaj chłodzenia, gazowy nie wodny,
- Temperatura wyznacza zastosowanie odpowiednich materiałów konstrukcyjnych w kanałach do napromieniowania oraz pojemników z wysoką temperaturą topnienia. Przykładem stopu, który można stosować zamiast aluminium jest stop niklu Alloy 600.
- W reaktorach wysokotemperaturowych są warunki korzystne do produkcji radionuklidów gazowych. Dzięki możliwości użycia dużych przestrzennie kanałów do naświetlań umieszczonych w reflektorze masa tarczy gazowej może być odpowiednio większa.

Naświetlanie sproszkowanych tarcz zasadniczo różni się od obecnie stosowanego procesu tym, że odbywa się bez umieszczania tarczy w kontenerach. Materiał tarczy umieszczany jest w sproszkowanej formie bezpośrednio w kanale do napromieniowania, dzięki wysokiej temperaturze izotopy przechodzą w stan lotny. Kwestię na jakiej wysokości kanału umieścić sproszkowaną tarczę rozstrzyga się po przeprowadzeniu obliczeń. W takim procesie dużą rolę odgrywa temperatura. Wydajność pewnych reakcji wzrasta wraz z temperaturą. Takiego efektu nie widzi się w przypadku badawczych reaktorów wodnych. Podsumowując tarcze do napromieniowania muszą być odporne na wysoką temperaturę (ceramiki, tlenki).

Tabela II-1 przedstawia tlenki, które mogą mieć sproszkowaną formę (są to potencjalni kandydaci do procesu naświetlań, należałoby jednak głębiej prześledzić chemiczne własności związków pod kątem zastosowania w reaktorach wysokotemperaturowych).

Tabela II-1. Wybrane tlenki metali mogące być brane pod uwagę przy wykorzystaniu dyfuzji [7]

Radioizotop otrzymywany	Reakcja	Tarcza	Przekrój Czynny
Wapń -45	$^{44}\text{Ca}(n,\gamma)^{45}\text{Ca}$	CaCO_3	$0,88 \pm 0,05$
Gadolin-153	$^{152}\text{Gd}(n,\gamma)^{153}\text{Gd}$	Gd_2O_3	735 ± 20
Jod-125	$^{124}\text{Xe}(n,\gamma)^{125}\text{Xe} \rightarrow ^{125}\text{I}$	Xe – gaz	165 ± 20
Jod-131	$^{130}\text{Te}(n,\gamma)^{131}\text{Te} \rightarrow ^{131}\text{Te} \rightarrow ^{131}\text{I} \rightarrow ^{131}\text{Xe}$	TeO_2	0,04
Żelazo-59	$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$	FeO	1155
Lutet-177	$^{176}\text{Lu}(n,\gamma)^{177}\text{Lu}$	Lu_2O_3	$\delta^g=1770, \delta^m=317$

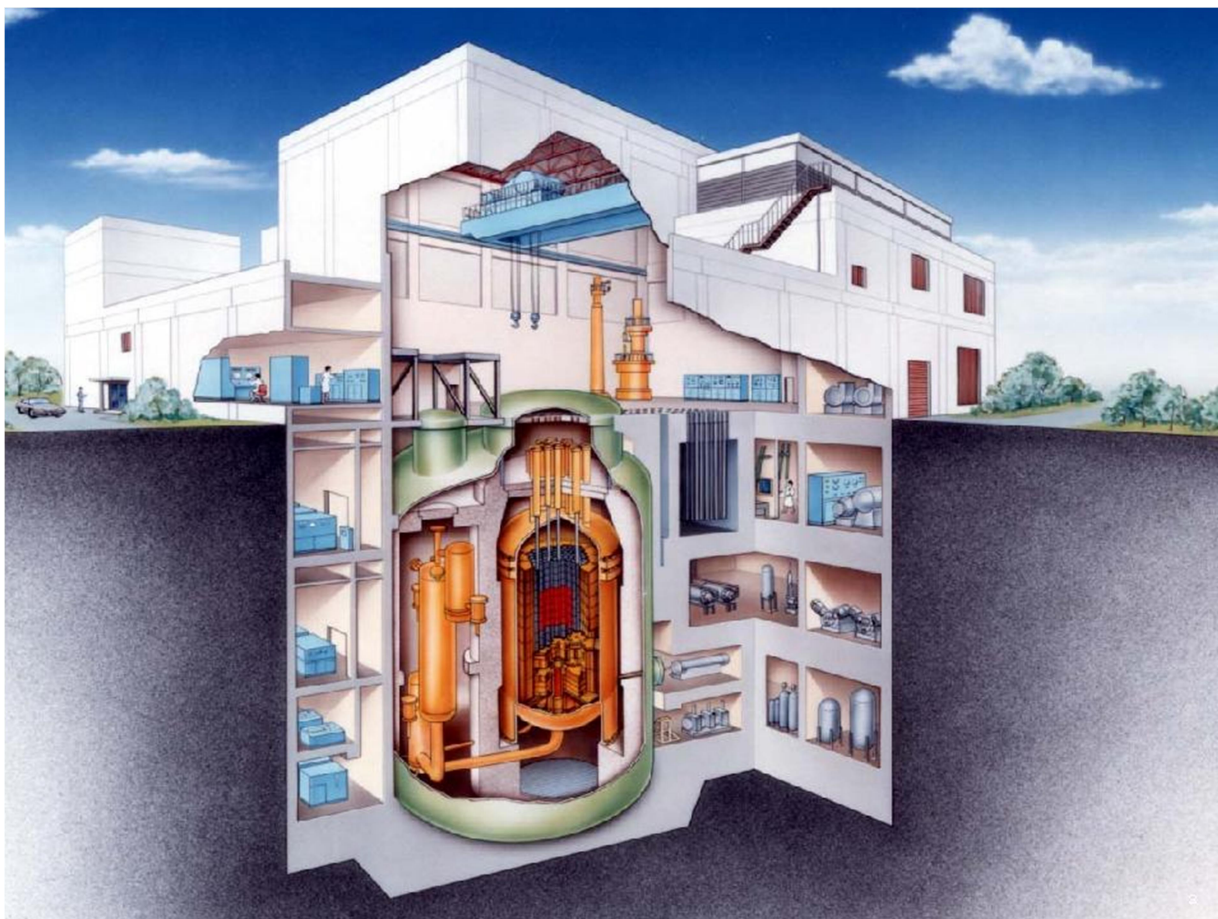
Rtęć-197	$^{196}\text{Hg}(n,\gamma)^{197}\text{Hg}$	HgO	109±6
Molibden-99	$^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$	MoO ₃	0,13
Samar-153	$^{152}\text{Sm}(n,\gamma)^{153}\text{Sm}$	Sm ₂ O ₃	20,6
Skand-46	$^{45}\text{Sc}(n,\gamma)^{46}\text{Sc}$	Sc ₂ O ₃	27
Stront-89	$^{88}\text{Sr}(n,\gamma)^{89}\text{Sr}$	SrCO ₃	0,058
Tul-170	$^{169}\text{Tm}(n,\gamma)^{170}\text{Tm}$	Tm ₂ O ₃	105
Yterb-169	$^{168}\text{Yb}(n,\gamma)^{169}\text{Yb}$	Yb ₂ O ₃	

Tak jak już zaznaczono pierwsze testy produkcji przechodzą już Tc-99m, Lu-177, I-131 w reaktorze HTTR w Japonii. Prace przygotowawcze do produkcji Tc-99m, I-131 i Lu-177 są prowadzone także w Chinach w reaktorze HTR-PM znajdującym się w Shidao Bay, nad Morzem Żółtym. Reaktor HTR-PM, choć nie jest reaktorem badawczym może służyć do testów w układzie zintegrowanego bloku reaktora jądrowego.

High Temperature Engineering Test Reactor HTTR Japonia



Rysunek II-1. Widok reaktora HTTR (*High Temperature Engineering Test Reactor*) w Oarai Japonia [17]



Rysunek II-2. Przekrój przez reaktor HTTR [18]

Reaktor HTTR, to badawczy reaktor japoński, którego budowę rozpoczęto w 1991 roku, a załadunek paliwa i osiągnięcie pierwszej krytyczności osiągnięto w 1998 roku. Pełna moc cieplna osiągnięta została w 2001 roku, a licencja na normalną eksploatację została wydana w marcu 2002 roku. Reaktor zapewniał stabilną pracę przy temperaturze 950°C przez 50 dni w roku. Po katastrofie w Fukushima (2011) nastąpiła przerwa w pracy reaktora, aż do roku 2021 gdy to w 30 lipca ponownie uruchomiono reaktor po zatwierdzeniu przez Nuclear Regulation Authority. W marcu 2024 przeprowadzono test bezpieczeństwa polegający na przetestowaniu przebiegu awarii utraty wymuszonego przepływu chłodziwa przez rdzeń reaktora - LOFC-Loss of Forced Circulation. Eksperyment ten potwierdził odporność reaktora HTTR na wystąpienie rdzenia nawet w przypadku utraty wymuszonego chłodzenia, co jest jedną z najbardziej istotnych i porządkanych cech bezpieczeństwa obiecanych przez technologię reaktorów wysokotemperaturowych a nieosiągalną przez inne typy reaktorów, czy to chłodzone wodą czy ciekłym metalem. W przeprowadzonym eksperymencie moc reaktora po zatrzymaniu przepływu chłodzenia spadała w sposób naturalny.

Główne parametry reaktora HTTR:

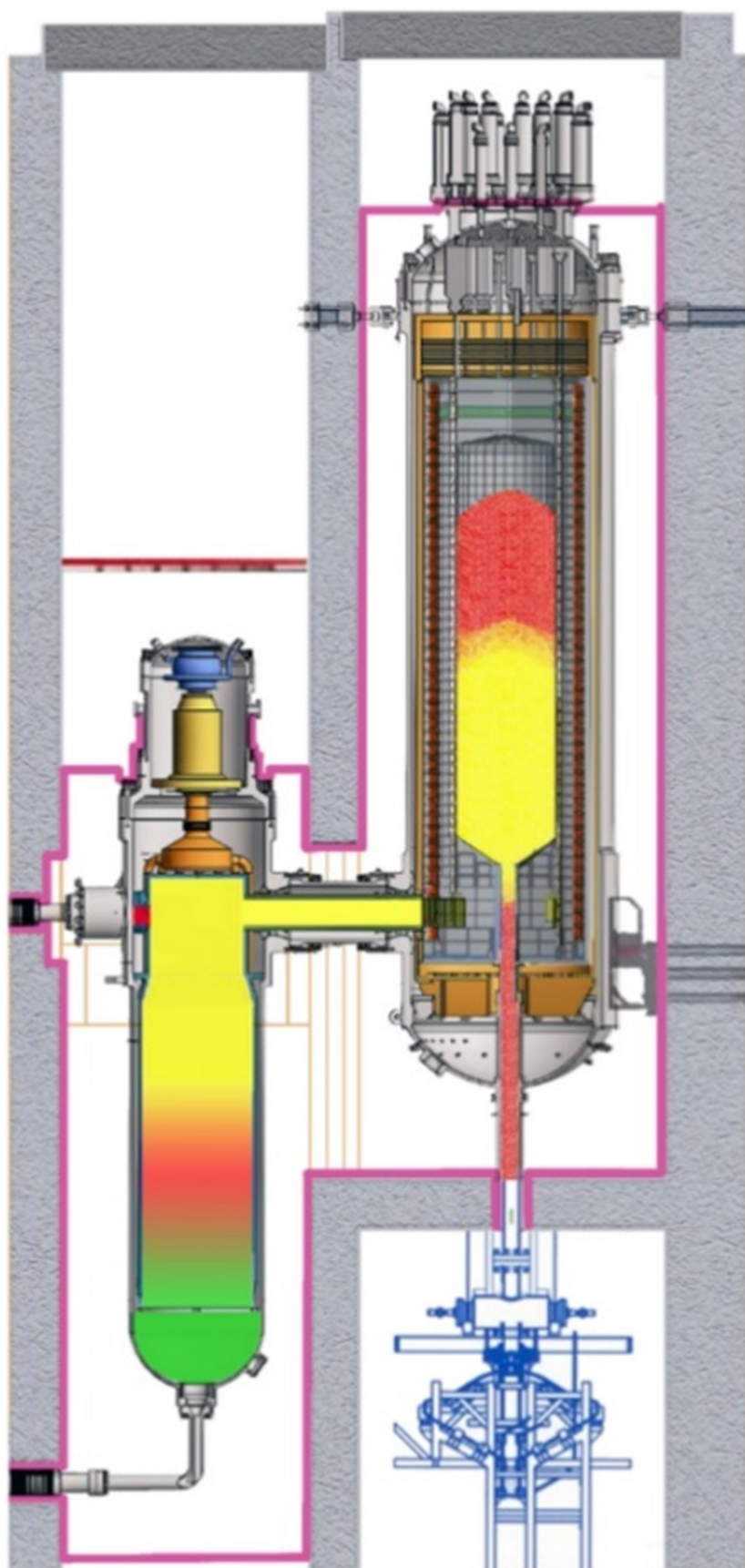
- Jest to reaktor wysokotemperaturowy, chłodzony helem i moderowany grafitem
- Moc cieplna 30 MW
- Ciśnienie helu 4MPa
- Temperatura chłodziwa : na wejściu 395°C – na wyjściu 850°C
- Paliwo : nisko wzbogacony UO_2 w formie TRISO, umieszczone w pryzmatycznych blokach
- Rozmiar rdzenia : $D=2.3\text{ m}$, $H=2.9\text{ m}$

Reaktor głównie przeznaczony będzie do produkcji wodoru. Rząd Japonii planuje rozpoczęcie testów w 2028 roku. [Nuclear Ingeneering International]

HTR-PM Chiny



Rysunek II-3. Widok reaktora HTR-PM w Shidao Bay, Chiny [19]



Rysunek II-4. Pionowy przekrój reaktora HTR-PM w Shidao Bay, Chiny [19]

HTR-PM to nowatorski projekt reaktora IV-generacji wybudowany w Chinach w Shidao Bay. Jest to mały reaktor modułowy, wysokotemperaturowy typu „Pebble-bed” w którym moderatorem jest grafit, a chłodziwem hel. Budowę rozpoczęto w grudniu 2012 roku, a pierwszy moduł podłączono do sieci w grudniu 2021 roku. Projekt osiągnął „pełną moc początkową „ rok później w 2022 roku. Działalność komercyjną rozpoczął w grudniu następnego roku 2023.

Reaktor składa się z dwóch 250 MW_{th} modułów, (dają one moc cieplną równą 200 MW), zasilających pojedynczą turbinę parową. W projekcie jest wersja sześć-modułowa dająca w sumie moc cieplną 600 MW.

Główne parametry techniczne HTR-PM:

- Paliwo typu Pebble-bed -400 000 kul z 12 000 TRISO na kulę. Średnica kul 60 mm, zawiera 7 g zubożonego do 8.5% w U-235 uranu
- Chłodziwo helowe : ciśnienie 7 MPa, temperatura wejścia 250 °C, wyjścia 750 °C
- Parametry rdzenia: średnica 3m, wysokość 11m
- Parametry pary (po wytwornicy pary) : ciśnienie 13.25 MPa, Temperatura 566-567 ° C
- Pasywne systemy bezpieczeństwa

Głównym zadaniem do sieci. reaktora obecnie jest dostarczanie energii elektrycznej. Dzięki wysokiej temperaturze chłodziwa (ok. 750 ° C na wyjściu) można dostarczać ciepło technologiczne dla przemysłu chemicznego, rafineryjnego, odsalania wody morskiej czy produkcji wodoru.

W HTTR i w HTR-PM już obecnie jest planowana produkcja radionuklidów medycznych, a w przyszłości należy zakładać, że więcej jednostek będzie prowadzić prace w tym kierunku.

Rozdział III Misja Reaktora badawczego w Polsce oraz jego główne specyfikacje techniczne

(III) 1. Wstęp

Badania nad reaktorami HTR prowadzone są na świecie od kilkudziesięciu lat i obejmują kilka koncepcji oraz zastosowanych rozwiązań, w części korzystnych, lecz także niekorzystnych. Jednocześnie potencjał możliwych rozwiązań nie jest wyczerpany ani też dokładnie zbadany. Złożoność projektu reaktora HTR wymaga postawienia szeregu pytań w zakresie koncepcji reaktora oraz określenia drogi badawczej do uzyskania na nie odpowiedzi. Powinny one określać możliwe cele badawcze zarówno na poziomie analizy obliczeniowej jak i eksperymentalnej do przeprowadzenia w Polsce, które pozwolą wykonać rzeczową ocenę korzyści płynących z budowy HTR-ów w Polsce, jak też uświadomić i zdefiniować konieczny wysiłek badawczy, finansowy oraz cywilizacyjny. Przemiany obecnie dokonujące się w technologii reaktorów jądrowych wymagają nowego spojrzenia na technologię tych reaktorów, także pod kątem ich implementacji w Polsce. Postępujący rozwój metod obliczeniowych reaktorów jądrowych pozwala na wykonanie analiz reaktorowych w nowych konfiguracjach, a także przy dużo wyższej reprezentatywności modeli obliczeniowych reaktorów. Trzeba jednak pamiętać że technologia reaktorów HTR jest bardzo wymagająca ze względu na wysokie temperatury pracy reaktora a także elementów jego obiegów cieplnych. Historycznie zrealizowane projekty budowy oraz eksploatacji prototypów reaktorów HTR borykały się z problemami technicznymi przeszkadzającymi w utrzymaniu ciągłej pracy reaktora. O ile dzisiaj jesteśmy bogatsi o wiedzę płynącą z tych doświadczeń, to osiągnięcie pełnej wiedzy koniecznej do zrealizowania projektu przemysłowego reaktora HTR dodatkowo w zastosowaniu kogeneracyjnym wymaga zdefiniowania szerokiej misji badawczej reaktorów HTR w Polsce którego centralnym elementem jest reaktor badawczy.

Aby program badawczy spełnił swoją rolę należy zidentyfikować obecny status badań oraz samej technologii reaktorów HTR, wyzwania jakie ta technologia niesie, szanse jakie wdrożenie tej technologii niesie w dobie potrzeb dekarbonizacyjnych światowej a w szczególności polskiej gospodarki.

(III) 2. Zarys statusu technologii reaktorów HTR

Jako główne zalety technologii reaktorów HTR można wymienić:

- Ceramiczne Paliwo TRISO:
 - Odporne na uszkodzenia cieplne oraz radiacyjne
 - Zachowuje integralność do 1600 °C
 - Wysokie dopuszczalne wypalenie (do 80% FIMA)
- Pasywne cechy bezpieczeństwa:
 - Odbiór ciepła powyłączeniowego za pomocą systemów wykorzystujących naturalną cyrkulację (niezależność od zasilania elektrycznego)
 - Ujemne współczynniki reaktywnościowe, zarówno paliwa jak i moderatora grafitowego. Występujący dodatni współczynnik temperaturowy reflektora otaczającego rdzeń jest znacząco mniejszy od ujemnego współczynnika macierzy grafitowej rdzenia.
 - Możliwość fizycznego wykluczenia osiągnięcia stanu roztopienia rdzenia.
 - Technologia HTR oferuje najlepszą odpowiedź na zagrożenia awariami typu Fukushima.
- Elastyczność oraz efektywność paliwowa rdzenia reaktora HTR:
 - Możliwe głębokie wypalenie
 - Elastyczność składu paliwa - MOX, MA, Th
 - Lepsze wykorzystanie paliwa poprzez osiągalny głębszy poziom wypalenia a także FIMA przy danym wzbogaceniu (w porównaniu do reaktorów LWR)
 - Istotne zmniejszenie radiotoksyczności wypalonego paliwa (w porównaniu do reaktorów LWR)
- Możliwa kogeneracja wysokotemperaturowa – otwierająca nowe perspektywy zastosowania w przemyśle chemicznym a także perspektywicznie do bezemisyjnej produkcji wodoru.

- Wyzwania stojące na drodze implementacji technologii reaktorów HTR (w szczególności także w Polsce):
 - Technologie materiałowe dla warunków pracy w wysokiej temperaturze
 - Trudności diagnostyczne z powodu wysokiej temperatury pracy
 - Rozbieżne oceny rachunku ekonomicznego
 - Brak zaawansowanej infrastruktury badawczej
 - Brak długofalowych programów badawczych ze stabilnym finansowaniem
 - Utrata postrzegania przez młodzież kariery badawczej jako atrakcyjnej ścieżki zawodowej
 - Dominacja technologii LWR utrudniająca implementację HTR
 - Konieczność rozwoju kadr badawczych oraz inżynierskich – także dla wdrażanej konwencjonalnej energetyki jądrowej reaktorów lekkowodnych
 - Wykazanie umiejętności uniknięcia błędów projektowych popełnionych w przeszłych – w zakończonych lub przerwanych projektach
 - Złożoność fizyki rdzenia – potrzeba walidacji narzędzi numerycznych, metod analitycznych oraz danych jądrowych
 - Występuje potrzeba uzgodnienia strategii licencjonowania oraz działań ją wspierających – w tym budowa kompetencji po stronie regulatora
 - Brak projektu z licencją w UE lub USA co może wydłużyć proces licencjonowania w Polsce. Należy spodziewać się, że dozór jądrowy w Polsce z większym dystansem podchodzi do procedur licencyjnych w Chinach, gdzie już pracują reaktory przemysłowe HTR. Jednakże trwające procesy licencyjne w Kanadzie oraz USA będą tutaj pomocne.
 - Wymagania stawiane nowym zaawansowanym reaktorom jądrowym przez NRC („*USNRC Report to Congress: Advanced Reactors Licensing, August 2012*”)
 - Co najmniej taki sam poziom ochrony środowiska, zdrowia oraz bezpieczeństwa jądrowego jak w istniejących reaktorach lekkowodnych

- Zwiększony margines bezpieczeństwa
- Wykorzystanie uproszczonych, pasywnych oraz inherentnych rozwiązań innowacyjnych w celu zapewnienie ochrony oraz bezpieczeństwa jądrowego

(III) 3. Główna misja do wypełnienia przez badawczy HTR

Za główną misję reaktora badawczego HTR uważamy:

- A. Eksperymentalna demonstrację możliwości wybudowania pasywnie bezpiecznego reaktora HTR w Polsce z postulowanymi cechami bezpieczeństwa technologii reaktorów HTGR w zastosowaniu do kogeneracji wysokotemperaturowej energii elektrycznej oraz ciepła procesowego w postaci pary technologicznej o parametrach wymaganych w przemyśle chemiczny.
- B. Budowę kompetencji (kadry) i wiedzy (know-how) niezbędnej do programu wdrożenia reaktorów HTR w Polsce, obejmującego projektowanie, weryfikację eksperymentalną charakterystyk reaktora oraz postulowanych cech bezpieczeństwa, testy bezpieczeństwa a także obsługę reaktora i jego systemów.

Rozszerzenie misji głównej obejmować będzie udoskonalenie technologii reaktorów wysokotemperaturowych zarówno w procesie projektowania oraz innowacji, walidacja narzędzi projektowania systemów reaktora HTR, wsparcie procesu licencjonowania przemysłowego HTR poprzez szeroki program eksperymentalno-demonstracyjny oraz wykorzystanie reaktora HTR do produkcji radiofarmaceutyków.

(III) 4. Określenie programu badawczego realizującego misję reaktora badawczego HTR

C. Projektowanie

- Implementacja istniejących narzędzi projektowych w zakresie fizyki reaktora oraz analiz bezpieczeństwa jądrowego
- Tworzenie systemów zintegrowanych obliczeń neutronowych oraz termohydraulicznych
- Budowa wysokiej wierności modeli obliczeniowych HTR zarówno eksperymentalnego jak i przemysłowego.
- Weryfikacja zaimplementowanych oraz rozwijanych narzędzi numerycznych przy użyciu testów porównawczych (benchmarks)

D. Pomiary

- Pomiar charakterystyk eksperymentalnego reaktora HTR
- Pomiar charakterystyk reaktorowych o znaczeniu dla bezpieczeństwa jądrowego
- Rozwój oraz testowanie instrumentacji dedykowanej reaktorom HTR
- Pomiary temperatury wewnątrz zbiornika reaktora
- Zastosowanie sond z próbkami stopów o zróżnicowanej temperaturze topnienia
- Termopary do wysokich temperatur
 - platyna-ruten - do 1800 °C
 - wolfram-rod - do 2300 °C
 - przewody platynowe w izolacji ceramicznej
- Pomiar migracji oraz osadzania substancji radioaktywnych w obiegu pierwotnym i wtórnym, migracja trytu, węgla ^{14}C oraz innych radionuklidów.

E. Testowanie

- Testowanie systemów detekcji promieniowania jądrowego oraz pomiaru reaktywności w warunkach fizycznych reaktora HTR
- Testowanie jakości materiałów wysokotemperaturowych, w tym paliwa TRISO, oraz ich zachowania oraz odporności na degradację w warunkach reaktora HTR
- Testy bezpieczeństwa

F. Walidacja (porównanie wyników projektowania z wynikami testów)

- Walidacja numerycznych narzędzi projektowych do HTR w celu umożliwienia jego zaprojektowania/weryfikacji, także pod kątem licencjonowania
- Walidacja neutroniki oraz termohydrauliki w oparciu o wykonany program eksperymentalny w reaktorze badawczym:
- Rozkłady mocy (pomiar promieniowania gamma oraz widma neutronów)
- Rozkład strumienia neutronów, promieniowania gamma oraz temperatury w stanie stacjonarnym: osiowe oraz radialnie, w pobliżu prętów kompensacyjnych w celu weryfikacji gorących ognisk temperatury a także źródeł uwolnień materiałów radioaktywnych
- Walidacja odpowiedzi reaktywności oraz temperatury reaktora w przebiegach stanów nieustalonych (*transients*) wywołanych:
 - utratą (zmniejszeniem) przepływu chłodziwa
 - zwiększeniem temperatury na wejściu reaktora
- Pomiar czasowych charakterystyk reaktora HTR
- Badanie charakterystyk nadążania za obciążeniem (*load follow characteristics*):
- Odpowiedzi reaktywności na działania systemu regulacji reaktywności – pomiary parametrów kinetycznych Celem głównym jest ustalenie oraz przetestowanie parametrów inicjujących wyłączenie reaktora (skuteczność działania systemu zanurzania prętów kontrolnych oraz zrzutu kapsułek rezerwowego systemu wyłączania awaryjnego reaktora)

- Badanie zmiany rozkładu temperatury rdzenia w funkcji czasu.
- Pomiary zmian czasowych temperatury na wyjściu chłodziwa
- Zmiany gradientu ciśnienia w funkcji prędkości przepływu oraz temperatury na wejściu w celu określenia ewolucji mocy termicznej reaktora w stanach nieustalonych.

G. Kogeneracja

- Badanie elementów technologicznych w mikroskali (sprężenie z reboilerem, obieg pośredni) i rozwój technologii chłodzenia gazem;
- Testy efektywności magazynowania i odzysku ciepła w specjalnym buforze
- Badanie obieg pośredniego na nadkrytycznym ditlenku węgla (sCO₂) lub solach roztopionych
- Perspektywiczne podłączenie do zakładu produkcji wodoru lub innego procesu dla użytkownika;
- Rozwój koncepcji i eksperymenty związane z integracją reaktora z systemami OZE

H. Badania materiałowe

- Opracowanie dedykowanych kanałów eksperymentalnych oraz szczegółowego programu badawczego z ich wykorzystaniem:
- Wykorzystanie eksperymentalnego HTR do badań materiałowych dedykowanych bezpieczeństwu
- Pomiary prędkości uwolnień radionuklidów w warunkach bardzo wysokiej temperatury (symulacja stanów awaryjnych)
- Pomiar umożliwi kalibrację lub weryfikację modeli teoretycznych mechanizmu uwolnień w funkcji wypalenia oraz temperatury
- Badania tego typu pozwolą na ścisłe określenie limitów bezpiecznej pracy reaktora HTR, istotne z punktu widzenia procesu licencjonowania

I. Radiofarmaceutyki

- Opracowanie dedykowanych kanałów do produkcji radiofarmaceutyków oraz szczegółowego programu wdrożeniowego. Ponieważ reaktory HTR cechują się znacznie mniejszą gęstością mocy niż inne reaktory – w szczególności LWR wydaje się że bezcelowym jest w ogóle rozważanie w nich produkcji radiofarmaceutyków. Niemniej jednak propozycje takie są przedstawiane w literaturze a proces warty jest przebadania. Wymaga to innowacyjnego podejścia a bezpośrednie stosowanie metod wykorzystywanych np. w reaktorze Maria jest w zasadzie wykluczone.
- Badanie procesu produkcji oraz ekstrakcji radiofarmaceutyków

J. Innowacje

Istnieje możliwość zwiększenia poziomu bezpieczeństwa przemysłowego reaktora HTR w stosunku do istniejących rozwiązań poprzez wprowadzenie rozwiązań innowacyjnych. Jest to możliwe do osiągnięcia na drodze projektowej a następnie poprzez demonstrację w reaktorze badawczym HTR a następnie w reaktorze pilotażowym/prototypie przemysłowym KTR. Doskonalenie narzędzi oraz metod projektowych zmniejsza margines błędu oraz ogranicza ryzyko ekonomiczne projektu komercyjnego HTR. Elastyczność możliwej konfiguracji rdzenia wymaga szerokich badań nad fizyką HTR w celu pełnego zrozumienia oraz opanowania procesów technologicznych na poziomie projektu Program badań naukowych, budowa infrastruktury badawczej, prowadzenie eksperymentów demonstracyjnych oraz walidacyjnych dla nowych rozwiązań szczególnie nacisk winien być położony na innowacyjne paliwo dokładne określenie jego charakterystyk fizyko-chemicznych w warunkach pracy projektowych oraz w czasie awarii.

Eksploracja potencjału innowacyjnego reaktorów HTR:

- Testowanie innowacyjnych rozwiązań w projekcie rdzenia reaktora oraz strategii paliwowej dedykowanych poprawie efektywności oraz ekonomiki.
- Rozwój innowacyjnych rozwiązań w zakresie programów numerycznych oraz modeli obliczeniowych. Rozwój metod numerycznych Monte Carlo w projektowaniu systemów i reaktorów jądrowych
- Rozwój nowoczesnych koncepcji projektowania współczesnych reaktorów pracujących w innych reżimach pracy ze względu na skład paliwa, własności

reaktywności oraz ewolucję cyklu paliwowego.

- Poprawa bezpieczeństwa projektu jądrowego poprzez dokładniejsze określanie obszarów zagrożeń oraz zwiększenie wiarygodności modelowania.
- Zwiększenie wydajności systemów jądrowych w aspektach eksploatacji ej, oraz lepszego wykorzystania paliwa.
- Rozwój technologii instrumentacji HTR. Występuje potrzeba innowacyjnych rozwiązań pomiaru pola neutronów w wysokiej temperaturze
- Rozwiązania standardowe komory jonizacyjne możliwe są do wykorzystania w stanach niskiej temperatury oraz niskiego poziomu strumienia (np. pomiary na niskiej mocy reaktora)
- W stanach wysokich strumieni i temperatur (do 500 °C - innowacyjne rozwiązania np.
 - detektory półprzewodnikowe na bazie SiC
 - detektory diamentowe (kanapkowe do pomiarów spektralnych)
- W stanach bardzo wysokiej temperatury oraz strumieni neutronów konieczne jest wprowadzenie innowacyjnych rozwiązań np. ceramiczne próbki aktywacyjne z pocztą pneumatyczną (typu „aero-balls”).
- Rozwój i badanie innowacyjnych koncepcji rdzenia w zakresie konfiguracji oraz materiałów
- Testowanie innowacyjnych koncepcji rdzenia HTR (wykorzystania cyklu mieszanego: ^{235}U - ^{232}Th - ^{233}U)
- Testowanie i certyfikacja świeżego paliwa TRISO także w innowacyjnych formach i kompozycjach
- Testowanie koncepcji oraz elementów systemu w dedykowanych kanałach eksperymentalnych

(III) 5. Określenie wymagań technicznych oraz zakresu parametrów pracy programu reaktora badawczego HTR

Zgodnie z ustaleniami z zespołem badawczym NCBJ oraz główną misją reaktora badawczego jaką jest zademonstrowanie technologii przyjęto następujące wymagania techniczne technologii dotyczące reaktora badawczego:

- Przeskalowanie "w dół" rdzenia określonego jako GeminiA (180MW) w taki sposób, aby zachować jego przekrój radialny oraz jego struktury przyległe do rdzenia – reflektory oraz osłony. Rozmiary górnych i dolnych reflektorów pozostają takie same. Pozwoli to na zbliżenie warunków materiałowo-geometrycznych mających decydujący wpływ na pasywny odbiór ciepła w testach pasywnego radialnego chłodzenia tak, aby przybliżyć się do warunków panujących w awarii zatrzymania obiegu chłodzenia w reaktorze przemysłowym.
- Moc reaktora na zasadzie kompromisu pomiędzy mocami przyjmowanymi w reaktorach badawczych około 30MW a gęstością mocy przewidywanego w reaktorze przemysłowym (typowo około 6 W/cm³) na 40 MW.
- Wysokość rdzenia reaktora badawczego określamy na sześć warstw bloków co daje w sumie 4.8 m a więc poda dwukrotnie więcej niż jego średnica. Zapewni to umiarkowane rozmiary z jednoczesnym zachowaniem dysproporcji pomiędzy promieniem a wysokości, co jest typowe dla reaktorów HTR. Przyjęte wymiary prowadzą do zmniejszenia średniej gęstości mocy do 2.46 W/cm³ to jest około 2.5 krotnie w stosunku do warunków przewidywanych w reaktorze przemysłowym.
- Jeżeli chodzi o inne wymagania jakie nakładamy na reaktor badawczy to zachowujemy takie same warunki jak w proponowane dla reaktora komercyjnego odnośnie:
 - Temperatury pracy paliwa (do 1400 °C)
 - Temperatury na wejściu i wyjściu chłodziwa 325 °C – 750 °C
 - Gęstość upakowania TRISO – 15%
 - Ciśnienie w zbiorniku reaktora
 - Grubości ścian zbiornika

Wymagania oraz parametry pracy w dedykowanych kanałach eksperymentalnych oraz kanałach do wytwarzania radiofarmaceutyków przedstawione są dalszych

rozdziałach. Tak zdefiniowana koncepcja reaktora badawczego została opatrzona nazwą TeResa (wysokoTemperaturowy Reaktor Jądrowy) była ona badana i rozwijana w ramach projektu o kryptonimie GoHTR.

(III) 5.1. Parametry techniczne reaktora badawczego TeResa

Parametry reaktora badawczego wynikają z przeskalowania reaktora HTGR, przeznaczonego do wykorzystania jako źródło pary technologicznej w przemyśle - głównie chemicznym. Bazujemy tutaj na wynikach projektu GEMINI+ [6] i wynikające z nich rekomendacje [3,6]. W odniesieniu do struktury rdzenia: zawierającej trzy pierścienie bloków paliwowych – oznaczona jako Gemini_A. Poniżej przedstawiono podstawowe wymiary układów (w cm) oraz ich moc termiczną.

Tabela III-1. Podstawowe parametry konfiguracji rdzenia i zbiornika reaktora badawczego

Wymiary [cm]	TeResa
Wysokość całkowita zbiornika	1349,2
Promień zewnętrzny zbiornika	224,4
Grubość zbiornika	9,2
Wysokość rdzenia	480,00
Promień reflektora radialnego	199,30
Grubość przegrody (barrel)	3,0
Szerokość luki rdzeń - przegroda	3,0
Grubość reflektora górnego i osłony	140,00
Grubość reflektora dolnego	160,00
Ilość bloków paliwa w kolumnie	6
Ilość kolumn bloków paliwa	31
Równoważny promień rdzenia	106
Moc termiczna [MW]	40
Efektywna objętość rdzenia [m ³]	16,233
Efektywna gęstość mocy [MW/m ³]	2,464

Przez pojęcie efektywnej objętości rdzenia rozumiemy sumę objętości bloków paliwowych powiększonych o objętość odstępów występujących w stosie rdzenia Teresy, z tym że objętości bloku z otworem na RSC została przyjęta na 80% objętości pełnego bloku. Zabieg ten został wprowadzony w celu uniknięcia powstawania sztucznych, nierzeczywistych odstępstw w rozkładach gęstości dla bloków z RSC. Efektywna gęstość mocy reaktora badawczego jest stosunkiem mocy całkowitej do efektywnej objętości rdzenia.

(III) 5.2. Określenie konfiguracji referencyjnej reaktora TeResa.

Rekomendacje oraz założenia techniczne zdefiniowane w projekcie GEMINI+ zostały przyjęte jako wytyczne do wyboru konfiguracji. Dostępny raport techniczny [3] dostarcza rekomendacji odnośnie struktury bloku paliwowego oraz częściowo mikrosfery paliwowej TRISO (w zakresie grubości warstw), ale pozostałe istotne dla zdefiniowania konfiguracji rdzenia reaktora HTR parametry są niewyspecyfikowane. Dla zdefiniowania konfiguracji rdzenia muszą być ustalone następujące parametry:

Struktura rdzenia (liczba kolumn i warstw bloków paliwowych oraz reflektora)

Z powodów ekonomicznych preferujemy mniejszą średnicę zbiornika, co jest przyjęte w konfiguracji geometrycznej Gemini_A, składającej się z 31 kolumn paliwowych. Z powodów wyszczególnionych dalej (Ad 6.) wybranych zostaje 8 warstw bloków.

K. Struktura bloku paliwowego (liczba i struktura prętów paliwowych, liczba prętów z truciznami wypalającymi się, liczba i struktura kanałów chłodzenia)

Struktura bloku paliwowego jest zasadniczo ściśle określona i dobrze umocowana, ponieważ nie została zmieniona od czasów reaktora FSV, co ma znaczenie walidacyjne. Taka konfiguracja była skutecznie chłodzona i nie prowadziła do istotnych przegrzań skutkujących uwolnieniami produktów rozszczepienia, co potwierdza bezproblemowa rozbiórka reaktora. Przyjęta wtedy

struktura bloku paliwowego używana jest powszechnie w konfiguracjach reaktorów HTGR, opracowanych przez General Atomics (GA) - Gas Turbine-Modular Helium Reactor oraz Prismatic Modular High Temperature Gas Cooled Reactor. Identyczną konfigurację zaadoptowały FRAMATOM/AREVA oraz europejskie projekty GEMINI+ oraz PUMA. przy czym zostały wykorzystane bloki na pręty kontrolne o mniejszej średnicy otworu. Dobór truczyn wypalających polegać będzie na doborze ich koncentracji w zależności od struktury paliwowej prętów oraz sprawdzeniu skuteczności oraz celowości ich zastosowania.

L. Struktura prętów paliwowych (gęstość upakowania mikrosfer TRISO, średnica jądra paliwowego TRISO, grubości warstw ceramicznych TRISO oraz wzbogacenie paliwa);

Struktura prętów tj. określenie trzech współzależnych parametrów: gęstości upakowania mikrosfer TRISO, poziomu wzbogacenia paliwa oraz średnicy jądra paliwowego TRISO:

- średnica jądra TRISO: 500 μm
- upakowanie paliwa TRISO w kompacie: 15 %,
- wzbogacenie paliwa w ^{235}U : 12 %

Wybór ten podyktowany jest wnioskami płynącymi z podobnej analizy parametrycznej w reaktorze Prismatic Modular High Temperature Gas Cooled Reactor o mocy termicznej 350 MW, z której wynika, że korzystniejsze ekonomicznie mogą się okazać konfiguracje z małym upakowaniem, ze zwiększonym stosunkiem masy grafitu do masy paliwa.

M. Liczba stref wzbogacenia oraz schemat podziału rdzenia na strefy wzbogacenia;

Dla strategii pełnego przeładunku zakładamy jednorodne wzbogacenie paliwa;

Dla strategii częściowego przeładunku zakładamy jednorodne wzbogacenie przy przeładunku, tylko w pierwszym rdzeniu można wprowadzić obniżone wzbogacenie tych stref w których paliwo będzie pracować niepełny okres.

N. System kompensacji reaktywności (rozmieszczenie prętów sterujących, ich specyfikacja oraz sposób regulacji);

- Pręty sterujące zostaną umiejscowione w reflektorze
- System awaryjnego wyłączania RSC umiejscowiony wewnątrz aktywnego rdzenia.
- 18 prętów sterujących zostanie podzielonych na trzy sekcje:
- Sekcja pierwsza - 6 prętów rozruchowych
- Sekcje druga oraz trzecia będą pełnić rolę kompensacji utraty reaktywności, a pracować będą sekwencyjnie tj. najpierw jedna sekcja do pełnego wysunięcia, następnie druga.

Trucizny wypalające się zostaną użyte przede wszystkim w celu utrzymanie reaktywności w granicach marginesu operacyjnego oraz wyrównania rozkładu mocy w kolumnach paliwowych.

O. Strategia przeładunku paliwa oraz ewentualnie jego tasowania.

- dla strategii częściowego przeładunku dla stanu pierwszego załadunku rdzenia tj. z początku życia reaktora (BOL) przyjmujemy trzy poziomy wzbogacenia załadowane zgodnie z planowanym schematem przeładunku 1 – 3 – 5 > out oraz 2 – 4 – 6 > out. Paliwo najwyżej wzbogacone ładowane jest do warstw 1 oraz 2, drugie najwyżej wzbogacone paliwo do warstw 3 oraz 4 itd., zgodnie ze schematem. Dobór stopnia wzbogacenia będzie wynikał z obliczeń cyklu paliwowego w konkretnym przypadku;
- dla strategii częściowego przeładunku, przeładowane jest 1/3 rdzenia jednorodnie wzbogaconym paliwem (warstwy 5 i 6 są wyładowane, warstwy a warstwy 1 oraz 2 załadowane świeżym paliwem).

Model numeryczny rdzenia reaktora TeResa został stworzony na podstawie specyfikacji opracowanej w projekcie GEMINI+. Następujące parametry referencyjne zostały uwzględnione w modelu TeResa, zaczerpnięte z dokumentacji GEMINI+:

- Wymiary geometryczne: zbiornika, przestrzeni pomiędzy zbiornikiem i rdzeniem, bloku paliwowego z otworami na pręty kontrolne i bez otworów na pręty kontrolne, górnego, dolnego i bocznego reflektora grafitowy, kompaktu paliwa, kanału chłodzącego i kanałów na pręty kontrolne, struktur TRISO.
- Parametry materiałowe: składy oraz gęstości materiałów zbiornika i elementów wewnętrznych reaktora (ze stali), helu, grafitu, paliwa TRISO, początkowe wzbogacenie paliwa;
- Parametry operacyjne: moc termiczna.

Tabela III-2 przedstawia główne założenia projektowe bloku paliwowego rdzenia reaktora TeResa.

Tabela III-2. Parametry bloku paliwowego w reaktorze TeResa

Bloki w rdzeniu	
Liczba warstw bloków	6
Liczba kolumn paliwowych	31
Liczba kolumn paliwowych w ringach 0/1/2/3	1/6/12/12/
Liczba bloków paliwowych w rdzeniu bez RSC/z RSC	156/26
Kanały systemu awaryjnego wyłączania RSC – w rdzeniu (pierścień 2)	6
Pręty kontrolne – w reflektorze	18
Blok Paliwowy	
Apotema [cm]	18
Apotema z uwzględnieniem przestrzeni między blokami [cm]	18,1
Wysokość [cm]	80
Ilość kanałów chłodzących w bloku– bez CR	108
– z CR	89
Promień kanału chłodzącego [cm]	0,80
Okres siatki (pitch) [cm]	1,88
Promień otworu na pręt kontrolny [cm]	6,5
Promień kanału paliwowego [cm]	0,635
Otwory paliwowe w bloku – bez CR	216
– z CR	182
Kompakt	
Promień [cm]	0,6225
Wysokość [cm]	5
Upakowanie [%]	15

Tabela III-3 przedstawia zdefiniowane parametry cząsteczki paliwa TRISO.

Tabela III-3. Parametry paliwa TRISO.

TRISO	Wymiar [μm]	Gęstość [g/cm ³]	Promień [μm]
Jądro UO ₂	500/700 (Średnica)	10,42	250/350
BPC	95 (grubość)	1,05	345/445
IPyC	40 (grubość)	1,9	385/485
SiC	35 (grubość)	3,18	420/520
OPyC	40 (grubość)	1,9	460/560

Specyfikacja systemów kontrolnych przedstawia Tabela III-4.

Tabela III-4. Parametry prętów kontrolnych (CR) oraz trucizn (BP)

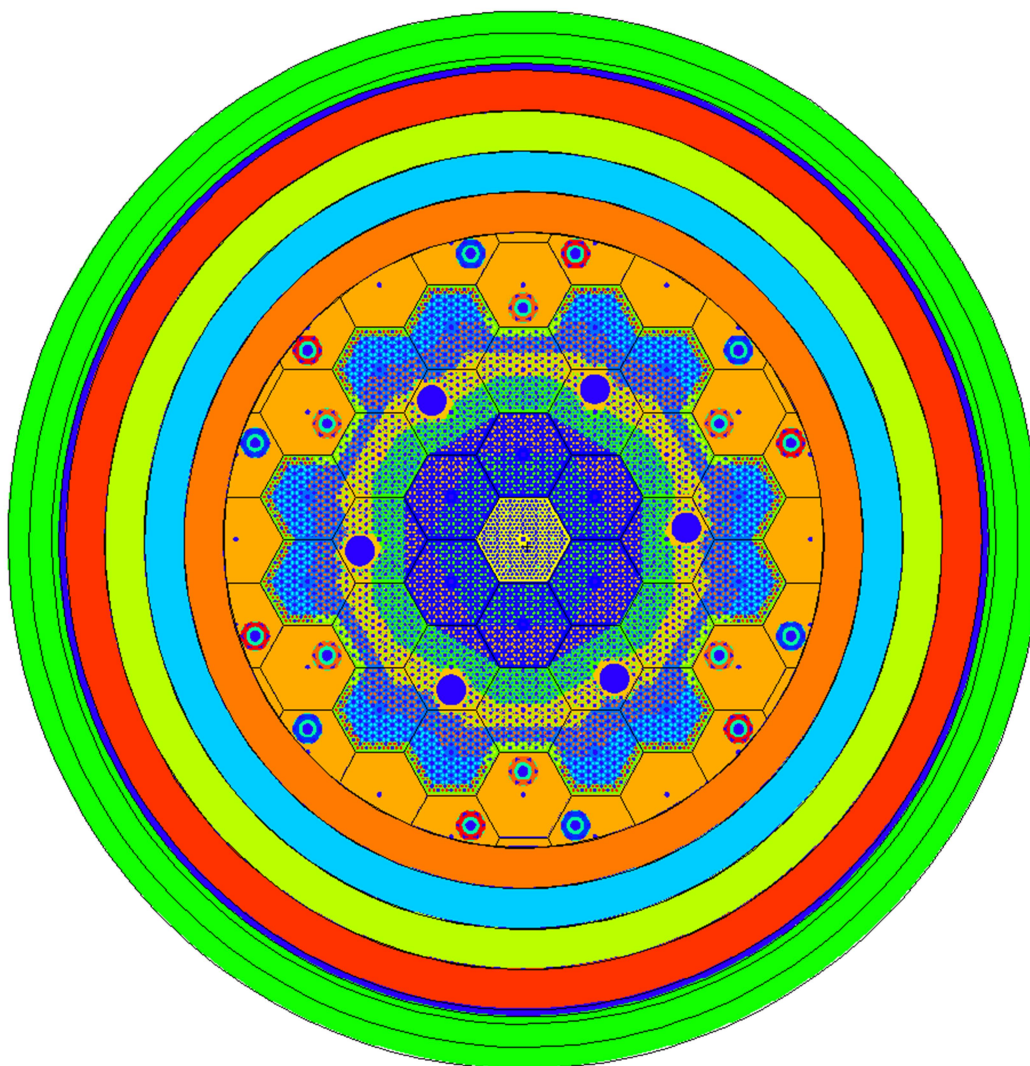
Pręty z BP	
Budowa pręta: cylindryczne pręty grafitowe z domieszkami materiału BP	
Promień pręta [cm]	0,5715
Długość pręta BP [cm]	75
Materiał BP w matrycy grafitowej / gęstość [g/cm ³]	Eu ₂ O ₃ / 7,42
Założona gęstość z matrycą grafitową [g/cm ³]	1,88
Pręty kontrolne - model referencyjny (GA)	
Budowa pręta: cylindryczne pierścienie z grafitu oraz B4C	
Promień wewnętrzny pręta [cm]	2,3
Promień zewnętrzny rękawa grafitowego [cm]	3,8
Promień zewnętrzny pręta [cm]	5,0
Grubość rękawa elementu absorbującego [cm]	1,2
Długość pręta [cm]	560
Materiał absorbentu/gęstość referencyjna [g/cm ³]	B4C / 1,2864
Gęstość grafitu NBG-17 [g/cm ³]	1,89

Tabela III-5 prezentuje zestawienie liczby prętów w zależności od typu oraz położenia. Obejmuje zarówno pręty paliwowe jak i pręty z truciznami wypalającymi się BPR.

Tabela III-5. Liczba prętów przypadające na regiony paliwowe, bloki, warstwy oraz cały rdzeń.

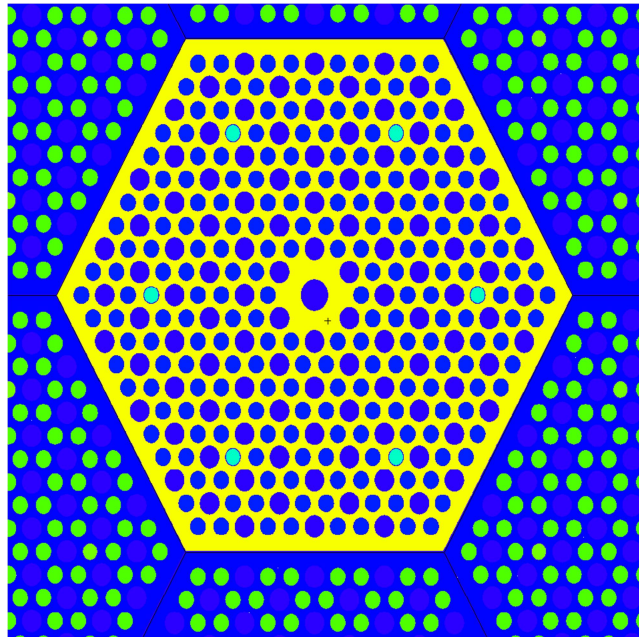
Universe of long rods	Universe of short rods	Region	Rods in single block				Fuel rods in single block	blocks in layer	Fuel rods in single layer		
			fuel long	fuel short	BPR	rods in block			full	short	
10	30	1_101	190	20	6	216	210	1	190	20	
12	31	2_201	100	10	4		110	6	600	60	
14	32	3_201	90	10	2	216	100	6	540	60	
14	32	3_311	21	5	1	27	26	6	126	30	
14	32	3	Total						>	666	90
16	33	4_301	72	10	2	84	82	6	432	60	
16	33	4_313	80	11	2	93	91	6	480	66	
16	33	4	Total						>	912	126
18	34	5_301	76	0	2	78	76	6	456	0	
18	34	5_313	29	6	1	36	35	6	174	36	
18	34	5_411	6	4	0	10	10	6	36	24	
18	34	5_421	7	4	0	11	11	6	42	24	
18	34	5	Total						>	708	84
20	35	6_301	26	10	2	38	36	6	156	60	
20	35	6_313	6	0	0	6	6	6	36	0	
20	35	6_411	67	7	1	75	74	6	402	42	
20	35	6_421	70	7	1	78	77	6	420	42	
20	35	6	Total						>	1014	144
22	36	7_411	77	8	0	85	85	6	462	48	
22	36	7_421	75	10	0	85	85	6	450	60	
22	36	7	Total						>	912	108
24	37	8_301	16	0	0	16	16	6	96	0	
24	37	8_411	6	0	0	6	6	6	36	0	
24	37	8_421	6	0	0	6	6	6	36	0	
24	37	8	Total						>	168	0
26	38	9_411	32	4	0	36	36	6	192	24	
26	38	9_421	34	2	0	36	36	6	204	12	
26	38	9	Total						>	396	36
28		10_311	12	0		12	12	6	72	0	
28		10_411	4	0		4	4	6	24	0	
28		10	Total						>	96	0

Model geometryczny wprowadził uproszczenia modelu numerycznego w definiowaniu geometrii reflektora z bloków grafitowych na pierścienie, zachowując całkowitą masę grafitu. Wpływu na neutronikę ta zmiana nie wprowadza. W modelu numerycznym zostały wprowadzone podziały na strefy wypalania w strukturze niezależnej od podziału blokami. Ogólny przekrój reaktora przedstawia Rysunek III-1 z podziałem na strefy wypalania.



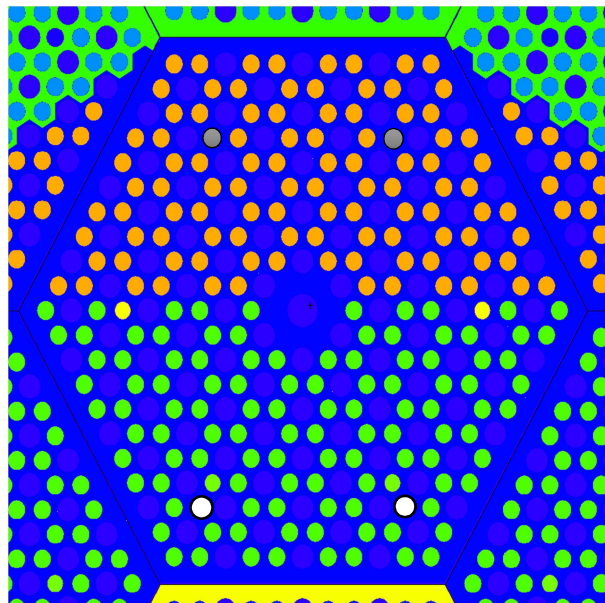
Rysunek III-1. Przekrój modelu rdzenia reaktora TeResa

Kolejne rysunki przedstawiają przekroje bloków paliwowych z podziałem na strefy wypalania. Kolumny bloków oznaczona są numerami identyfikującymi w opisach danych poprzez numer *uniwersum* (u). Rysunek III-2 przedstawia blok centralny ($u=100$) gdzie kolorem zielonym zaznaczono 6 prętów BPR 1-ej strefy. Blok centralny wypełniony jest paliwem strefy 1-szej.



Rysunek III-2. Przekrój bloku centralnego.

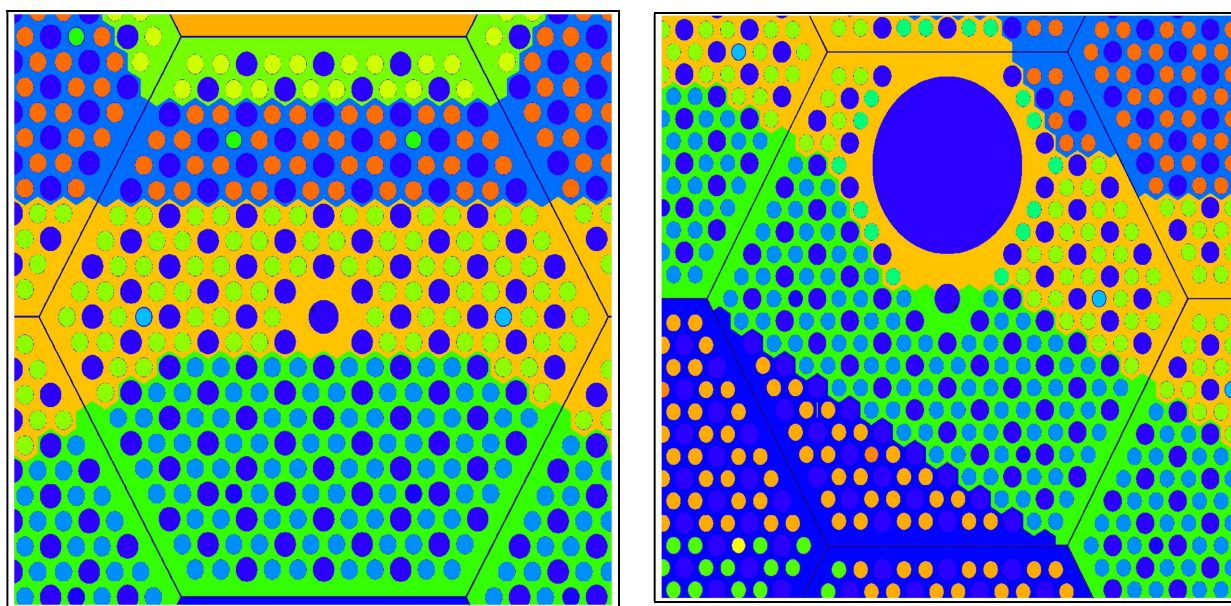
Rysunek III-3 przedstawia blok 1-go pierścienia ($u=200$) gdzie 6 prętów BPR (po 2) stref 2-ej, 3-ej i 4-ej zaznaczono kolorami białym, żółtym i czarnym odpowiednio. Blok wypełniony jest paliwem strefy 2-ej oraz 3-ej.



Rysunek III-3. Przekrój heksagonalnego bloku paliwowego pierwszego pierścienia.

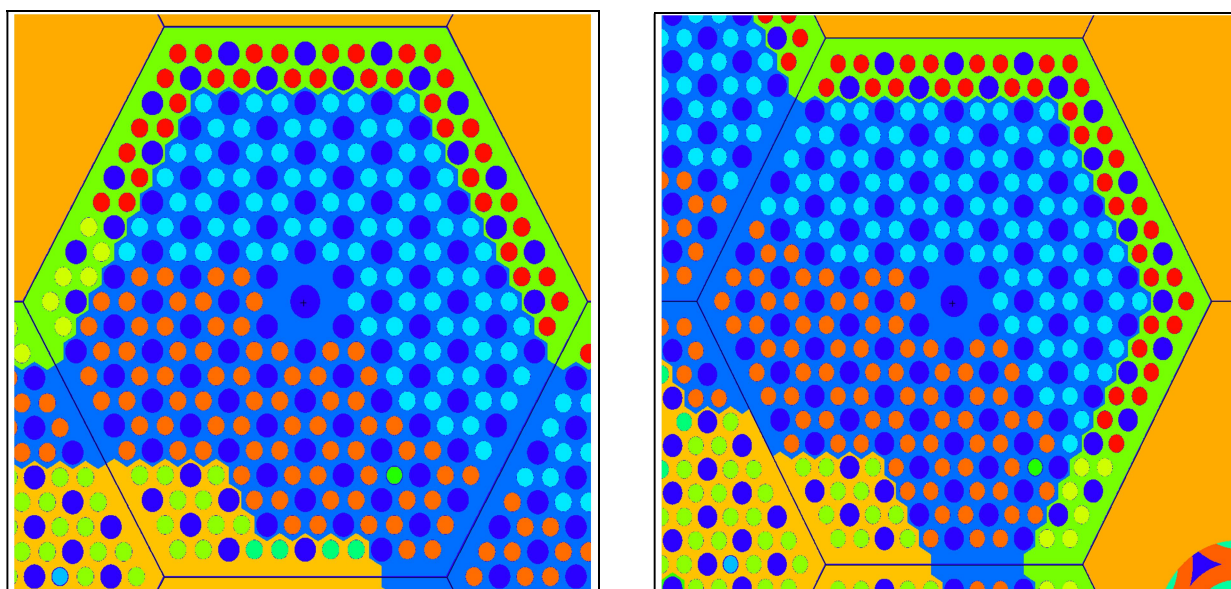
Rysunek III-4 przedstawia bloki 2-go pierścienia ($u=301$ i $u=311$) gdzie w bloku po lewej ($u=301$) kolorem niebieskim zaznaczono 2 pręty BPR 5-ej strefy a kolorem zielonym 2 pręty BPR 6-ej strefy. Blok ten wypełniony jest paliwem stref 4-ej, 5-ej, 6-ej i 8-ej-zewnętrznej. Blok po prawej ($u=301$) zawiera kanał na

system awaryjnego wyłączania (RSC), nie posiada BPR a wypełniony jest paliwem strefy 4-ej, 5-ej, 6-ej i 10-ej-wokół RSC.



Rysunek III-4. Przekroje bloków paliwowego drugiego pierścienia, $u=301$ oraz $u=311$

Rysunek III-5 przedstawia bloki 3-go pierścienia ($u=411$ i $u=421$) gdzie w każdym bloku kolorem zielonym zaznaczono po 1-ym przecie BPR 7-ej strefy. Bloki te wypełnione są jest paliwem stref 5-ej, 6-ej 7-ej, 8-ej-zewnętrznej i 9-ej-zewnętrznej.



Rysunek III-5. Przekroje bloków paliwowego trzeciego pierścienia, $u=411;421$

Rozdział IV Analiza wykorzystania badawczego reaktora wysokotemperaturowego do produkcji medycznych radioizotopów

Jak było wspomniane istnieją dwie metody wytwarzania radioizotopów w tym i radiofarmaceutyków: poprzez naświetlanie w reaktorze i poprzez naświetlanie w cyklotronie. Ze względu na wysoki strumień neutronów reaktory badawcze są częściej stosowane. Wydajność uzyskiwania w procesie naświetlania izotopów jest funkcją dwóch czynników przekroju makroskopowego na daną reakcję jądrową (zawiera czynnik gęstości atomowej naświetlanego pierwiastka) i strumienia wywołującego reakcję. Istotną drogą jej maksymalizacji jest maksymalizacja strumienia neutronów, która w konsekwencji prowadzi do wyboru reaktorów wysokostrumieniowych jak np. reaktor HFR w Petten, który dysponuje strumieniem neutronów rzędu 10^{15} n/cm²s. Przegląd wykorzystywanych innych reaktorów, zwłaszcza USA, Rosji, Anglii wskazuje, że zakres zmienności strumienia jest bardzo szeroki i wynosi od 10^7 do 10^{15} n/cm²s. W przypadku reaktorów niskostrumieniowych zwiększa się masę naświetlanych tarcz. W przypadku produkcji Mo99 [8], z którego później uzyskiwany jest Tc, stałe tarcze będące paliwem HEU lub LEU są zastępowane paliwem reaktora w stanie płynnym (przykładem jest reaktor rosyjski w Instytucie Kurczatowa).

Dokonując analizy przydatności reaktora wysokotemperaturowego do różnych zadań można zaznaczyć, że charakteryzuje się on strumieniem rzędu 10^{14} - 10^{15} n/cm²s. W publikacji [9] strumień neutronów osiągał wartość rzędu 10^{16} n/cm²s. Trzeba jednak brać pod uwagę, że kanały do napromieniowań w reaktorach wysokotemperaturowych będą umieszczane poza rdzeniem ze względu na niższą temperaturę. Będą w nich też odpowiednio niższe wartości strumieni neutronów. Nadal będą jednak osiągać wartości rzędu 10^{13} n/cm²s.

W celu określenia strumienia w badawczym reaktorze wysokotemperaturowym TeResa zostały przeprowadzone uproszczone obliczenia wykorzystujące związek gęstości mocy reaktora z wydajnością reakcji rozszczepienia dla widma monoenergetycznego, termicznego dla przewidywanych parametrów projektowanego reaktora badawczego HTR w Świerku dały wynik, dla przedziału wzbogacenia paliwa od 11% do 18% i gęstości mocy na poziomie 2,5 MW/m³, wartości strumienia $1,5$ - $2,5 \cdot 10^{15}$ n/cm²s.

$$\Phi = \frac{P/V}{E_f \Sigma_f}$$

E_f - energia na jedno rozszczepienie

Σ_f - makroskopowy przekrój czynny dla reakcji rozszczepienia

P/V – gęstość mocy

Φ – średni strumień neutronów w rdzeniu

Reaktor HTR projektowany w Świerku będzie wypełniał wymóg strumieniowy i jak inne reaktory badawcze będzie mógł być z powodzeniem wykorzystywany do badania wielu problemów naukowych. Kanały badawcze ze względów temperaturowych będą umiejscowione na granicach ze strefą paliwową w reflektorze.

(IV) 1. Warunki temperaturowe dla materiałów konstrukcyjnych w kanałach badawczych

W kanałach badawczych, musimy założyć istnienie metalowych elementów, a to prowadzi do uwzględnienia istnienia granicznej temperatury, którą przyjęto wyznaczać jako połowę temperatury topnienia dla danego metalu. Na przykład w przypadku naświetlań w reaktorach wodnych wartość maksymalnej temperatury w przypadku aluminiowej obudowy HEU lub LEU wynosi 330°C (połowa z 660°C). Samo zaś paliwo LEU wyznacza temperaturę graniczną 440° C. Wpływa to na masę tarczy jak i warunki naświetlania. W reaktorach wysokotemperaturowych panują wyższe temperatury co prowadzi do unikania wprowadzania dodatkowych konstrukcji metalicznych niż niezbędne wykonane ze specjalnych stopów stali (SUS316, SUS321 temperatura płynięcia 650 °C) lub odpowiednich stopów niklu [10],[11]. Odpowiednim materiałem na tarcze i kapsuły są materiały ceramiczne.

W reaktorach wysokotemperaturowych materiały konstrukcyjne muszą oprócz wytrzymałości na duże temperatury posiadać też wytrzymałość mechaniczną, stabilność wymiarową i odporność korozyjno-radiacyjną pod dużym strumieniem neutronów, często w atmosferze helu i przy pracy w temperaturze 750-1000 °C. Dlatego najlepszymi kandydatami do elementów kanału pomiarowego i kapsuły są stopy metali wysokotemperaturowych :

1. Niklu (Inkonel 617, Hastelloy X, Haynes 230, Alloy 800H/HT), które są odporne na pełzanie, utlenianie i korozję w He przy 900-1100°C
2. Molibdenu (Mo-Re), które mają wysoką wytrzymałość temperaturową do 1200-1400°C, lecz są wrażliwe na utlenianie
3. Tytanu, tantalu, niobu, które są bardzo dobrze odporne temperaturę, lecz ulegają aktywacji i są związane z większymi kosztami.

Technologie materiałów odpornych na wysokie temperatury nadal muszą być rozwijane.

(IV) 2. Reaktory wysokotemperaturowe - produkcja medycznych radionuklidów na przykładzie ^{125}I , ^{99}Tc , ^{60}Co , ^{131}I , ^{177}Lu

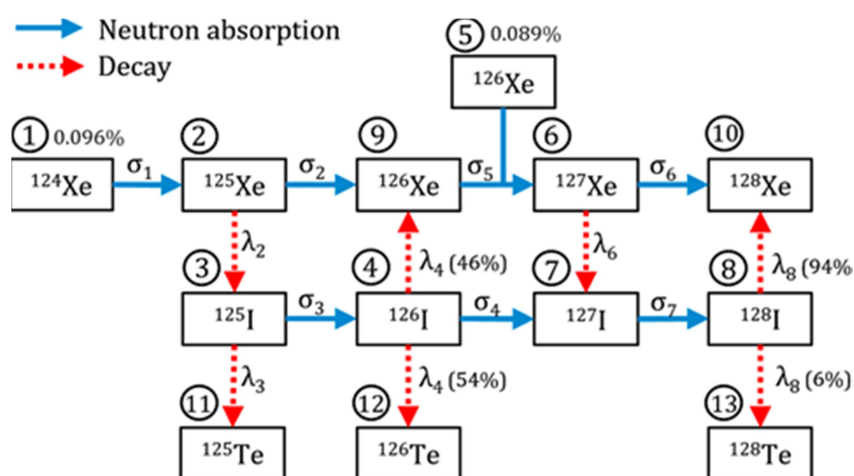
W kanałach reaktora wysokotemperaturowego dogodnymi tarczami są tarcze sproszkowane lub gazy umieszczone w dużych pojemnikach. Jak wcześniej zaznaczono duże przestrzenie kanałów w reflektorze dają możliwość dużych mas tarcz. Otrzymane w formie gazowej izotopy nie wymagają obróbki chemicznej w Gorących Komorach i po kondensacji mogą bezpośrednio dostarczane do szpitali. Wiele medycznych radionuklidów powstaje dzięki reakcjom jądrowym z neutronami (nie wliczając rozszczepienia). Najczęściej zaś wykorzystywaną reakcją jest reakcja wychwytu neutronu. Wytwarzanie gazowych radionuklidów z tarcz gazowych lub stałych jest bardzo korzystne w przypadku reaktorów wysokotemperaturowych. Postać gazową mają I, Xe, Kr. Ksenon prowadzi w reakcji wychwytu do produkcji izotopu ^{131}I , gazową formę będzie miał $^{99\text{m}}\text{Tc}$ uzyskany drogą sublimacji z sproszkowanej napromieniowanej w reaktorze tarczy MoO_3 .

(IV) 2.1. Produkcja ^{125}I z naturalnego Xe w japońskim reaktorze HTTR

Koncepcja intensywnej produkcji gazowego radionuklidu ^{125}I w procesie naświetlania naturalnego ksenonu została przedstawiona w [12] na przykładzie japońskiego reaktora badawczego HTTR.

Izotop jodu ^{125}I ze względu na niską energię promieniowania gamma 35 keV i

stosunkowo długi czas półroczu wynoszący 60 dni należy do jednych z najbardziej istotnych radionuklidów medycznych i wykorzystywany jest głównie jako znacznik, ale też do diagnostyki in vitro i jako źródło promieniowania w brachyterapii, zapotrzebowanie na niego rośnie z roku na rok, a nie powiększa się liczba stanowisk do jego produkcji. Ten izotop jodu powstaje w reakcji wychwytu $^{124}\text{Xe}(n,\gamma)^{125}\text{Xe}(\beta, 16,9\text{h})$ z czasem połowicznego rozpadu 59,4 h w wyniku którego powstaje ^{125}I , dalsze reakcje wychwytu prowadzą do tworzenia cięższych izotopów ^{126}I , ^{128}I , co stanowi problem związany z występowaniem zanieczyszczeń. Duży przekrój czynny na absorbcję neutronu (890 barny) dla ^{125}I powoduje, że głównym zanieczyszczeniem końcowego produktu jest ^{126}I . Schemat reakcji i rozpadów przedstawia Rysunek IV-1.



Rysunek IV-1. Łańcuch izotopowy podczas naświetlania naturalnego Xenonu

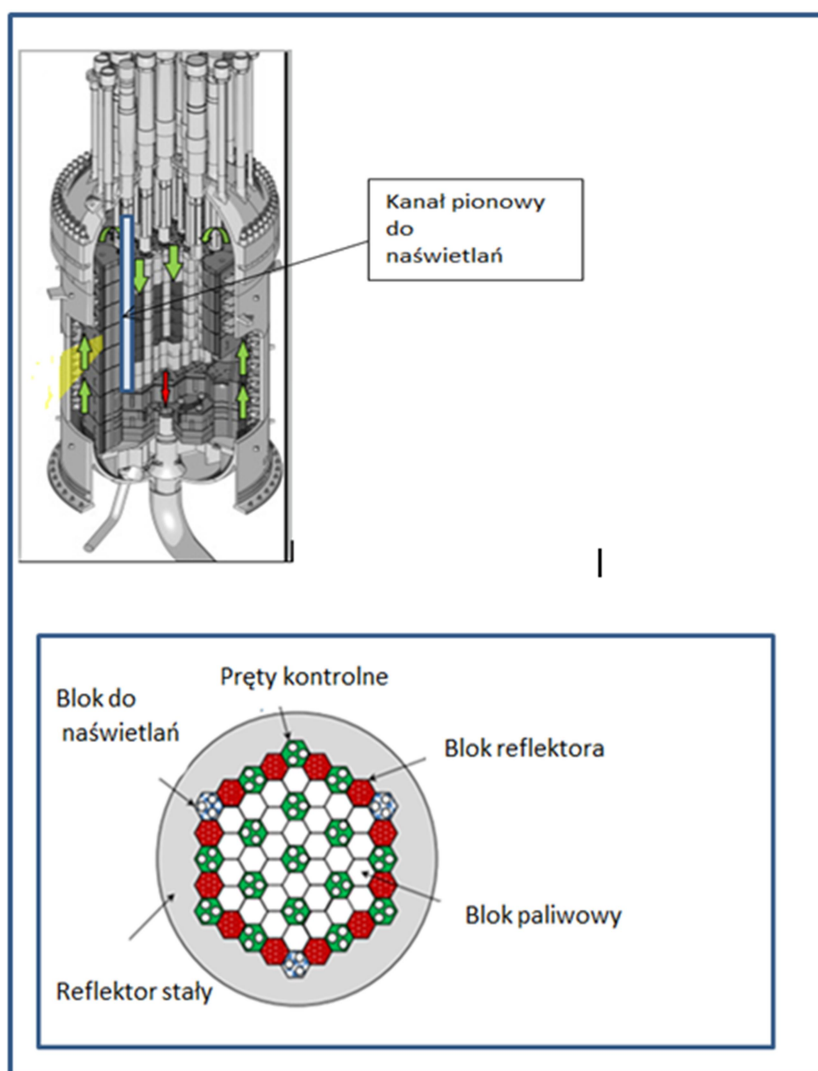
Drogą do zminimalizowania koncentracji ^{126}I jest użycie do naświetlań naturalnego Xe z małą obfitością dla ^{124}Xe , jedynie 0,096% i dobór odpowiedniego czasu naświetlań i czasu chłodzenia gazu. Wykorzystuje się różnicę czasów rozpadu dla ^{125}I (60 dni) i ^{126}I (13 dni). W przypadku stosowania naturalnego ksenonu można napromieniowywać gaz wielokrotnie, gdyż zawartość Xe^{124} nie ulega znaczącej zmianie. Wiele większą aktywność ^{125}I uzyskamy stosując ksenon wzbogacony, związane jest to jednak z kosztami wzbogacania. Różnica pomiędzy otrzymywaniem I^{125} w obu tych wariantach polega na doborze czasu naświetlania. W przypadku dużej zawartości Xe^{124} czas naświetlania powinien być jak najkrótszy, by zminimalizować powstanie zanieczyszczeń jakimi są I^{126} i I^{127} (maksymalny poziom zanieczyszczeń tymi izotopami jest ustalony na 1% [Pharma...]) Otrzymany I^{125} jest wykorzystywany natychmiastowo. Dochodzą w tym przypadku koszty odzyskiwania pozostałego gazu Xe^{124} w oddzielnej instalacji.

Przy zastosowaniu naturalnego ksenonu i strumieniu neutronów $3,2 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$,

dobrano czas aktywacji 4 dni i czas chłodzenia 8 dni.

Dobierano również rozmiary i ilość rur oraz wielkość ich średnic ze względu na wnoszoną przez materiały rur i gazu zmianę negatywną reaktywności. Duże rozmiary kanałów powodują, że absorpcja neutronów przez materiały konstrukcyjne i gaz musi być brana pod uwagę. Ustawiając parametr zmiany reaktywności na poziomie 0,5% autorzy wykazali, że najbardziej korzystne jest zaprojektowanie tylko trzech kanałów badawczych o średnicy 20 cm. Dobór geometrii i ilości kanałów miał znaczenie ze względu na materiał tworzący rurę (ew. kapsułę). Stop Alloy 600 bazujący na niklu wnosi większy efekt do reaktywności, aniżeli Zircaloy-2 w przypadku reaktora LWR. Bardzo ważnym procesem jest separacja ^{125}I z naświetlanego ksenonu. Tu istnieją opracowania dla zamkniętego i otwartego cyklu wymiany ksenonu. Także przechowywanie dalsze naświetlonego gazu (najprościej w zbiorniku pod ciśnieniem) powinno być przedmiotem badań.

Zaproponowana przez autorów metoda, daje duże możliwości i pokazuje, że wydajna produkcja izotopu ^{125}I z naturalnego ksenonu jest w przypadku reaktorów wysokotemperaturowych możliwa. Obliczenia wykazały, że tą metodą można dla reaktora japońskiego HTTR uzyskać aktywność ^{125}I rzędu $1,8 \times 10^{15}$ GBq/y. Wszystkie kanały do naświetlań znajdowały się w reflektorze poza rdzeniem, gdzie wartości strumienia osiągały $3,2 \cdot 10^{13}$ n/cm²s a temperatury mieściły się w przedziale 450°C - 750°C, Geometrię naświetlań HTTR przedstawione w artykule [12]. Umieszczenie w tej przestrzeni kanałów do naświetlań zapewnia dużą przestrzeń, a co za tym idzie możliwość zastosowania dużych mas gazu (masa gazu wynosiła 1 kg).



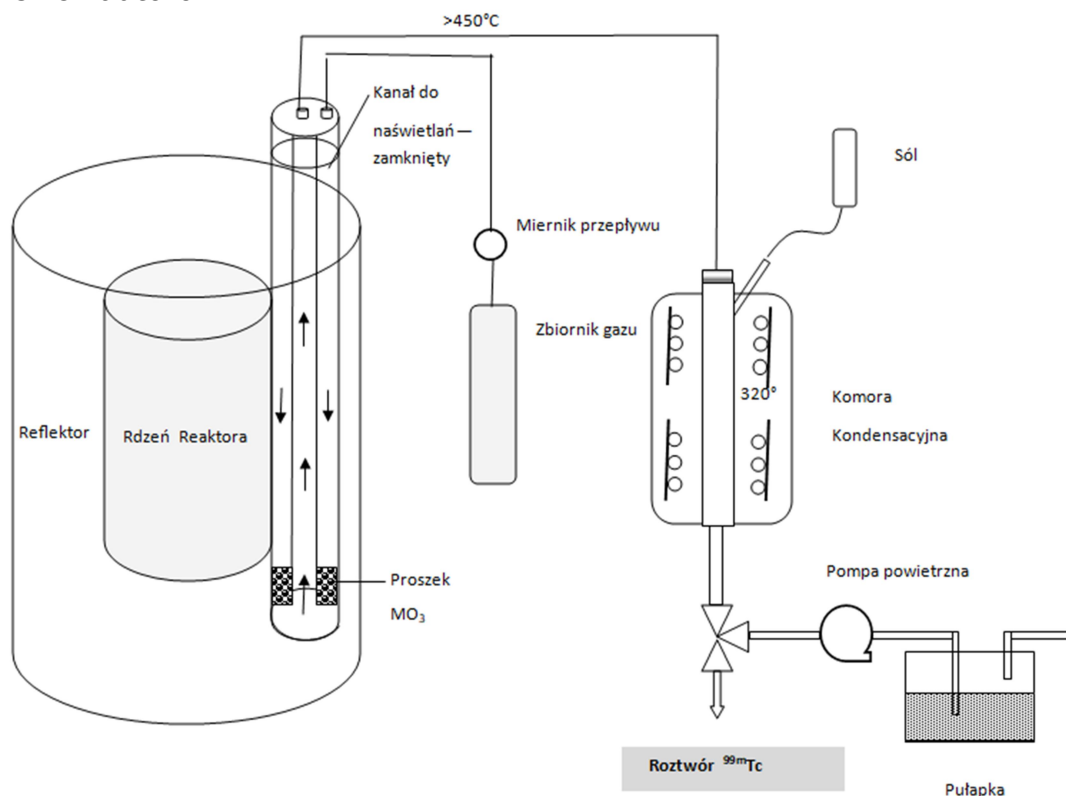
Rysunek IV-2. Przekroje przez rdzeń z lokalizacją kanałów badawczych w HTTR

(IV) 2.2. Bezpośrednia metoda uzyskiwania ^{99}Tc w kanale do naświetlań reaktora wysokotemperaturowego

Jak wspomniano największym zapotrzebowaniem w medycynie nuklearnej cieszy się ^{99}Tc i to on jest w największych ilościach produkowany przeważnie w reakcji rozszczepienia w płytkach HEU lub coraz częściej LEU w aluminiowych obudowach w reaktorach lekkowodnych. W reaktorach wysokotemperaturowych można do otrzymania ^{99}Tc użyć reakcję wychwytu neutronu $^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$ w sproszkowanej tarczy MoO_3 . Sproszkowane tarcze z tlenków metali można umieszczać w zamkniętych kanałach do napromieniowań, przy odpowiednich warunkach temperaturowych, w wyniku napromieniowania i dyfuzji z tarczy

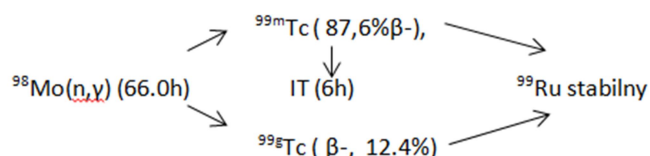
uzyskać potrzebne radionuklidy w postaci lotnej, które potem są poprzez przepływający gaz (najczęściej mieszanka helu i tlenu) transportowane poza rdzeń reaktora do miejsca ekstrakcji i kondensacji, które to procesy bezpośrednio pozwalają uzyskać odpowiedni produkt medyczny gotowy do użytku. Reaktory wysokotemperaturowe mają tą zaletę, że dysponują w reflektorze dużą przestrzenią do napromieniowań (zależną od ilości zaprojektowanych kanałów, które mają mniejszy wpływ na reaktywność niż kanały w rdzeniu, w części paliwowej). Niższą aktywność uzyskanego ^{99}Tc rekompensujemy technologią o wysokim stopniu separacji ^{99}Tc i ^{99}Mo . Zaletą bezpośredniej produkcji $^{99\text{m}}\text{Tc}$ bez użycia generatora $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ i bez przygotowania odpowiednich pojemników, jest oszczędność na procesach przeróbki chemicznej i oprzyrządowaniu. Zaletą jest także minimalne ryzyko proliferacji ze względu na brak produktów rozszczepień. W publikacji [13] szczegółowo przedstawiona jest koncepcja uzyskiwania $^{99\text{m}}\text{Tc}$ w reaktorze wysokotemperaturowym wraz z odpowiednimi obliczeniami odnoszącymi się do geometrii i parametrów japońskiego reaktora HTTR. Japoński reaktor o mocy 30 MW_{th} jest zbliżony w geometrii i parametrach wejściowych do projektowanego reaktora badawczego w Świerku.

Rysunek IV-3 pozwala prześledzić koncepcję produkcji technetu proponowaną przez japońskich autorów.



Rysunek IV-3. Schemat instalacji do uzyskiwania ^{99}Tc

Naświetlania sproszkowanej tarczy odbywają się w zamkniętych kanałach do napromieniowania w obrębie reflektora poza rdzeniem. Ogólnie znany schemat reakcji wychwytu neutronu wygląda następująco:



W kanałach zamkniętych proces naświetlań jest ciągły z cykliczną ekstrakcją ^{99}Tc . Czas kiedy się dokonuje ekstrakcję w przypadku Tc ma wpływ na stosunek izotopów $^{99\text{m}}\text{Tc}/^{99\text{g}}\text{Tc}$. Im czas naświetlań jest większy tym ten stosunek staje się mniejszy co jest niekorzystne. Przyjętym dobrym rozwiązaniem jest ekstrakcja co 12 godzin,

Duże znaczenie ma wysokość na której umieszczany jest sproszkowany trójtlenek molibdenu w kanałach. Jest ona dobierana ze względu na różną temperaturę oraz strumień neutronów panujących na różnych wysokościach. Na wydajność separacji ^{99}Tc ma duży wpływ wysoka temperatura, im wyższa tym separacja jest bardziej wydajna (może wzrosnąć z 25% dla 450°C do 65% dla 650°C). Z obliczeń wynika, że optymalna wysokość nie przypada dla górnej części kanału gdzie jest największy strumień, lecz w dolnej gdzie temperatura wynosi 750°C. Jak widać wysoka temperatura jest powiązana z procesami chemicznymi i często dla wyższych temperatur uzyskujemy korzystniejsze parametry. Szybkość dyfuzji i wydajność separacji dla ^{99}Tc są optymalne przy temperaturze wyższej od 700°C. Na wydajność separacji ma też wpływ wielkość drobin proszku MgO_3 , masa tarczy czy rodzaj gazu nośnego. W całym procesie produkcji radionuklidu optymalizacji dokonuje się więc dla wielu parametrów np. dla temperatury gazu nośnego, która powinna być na tyle wysoka by uniknąć osadzania się na wewnętrznych ścianach tlenku Tc_2O_7 , ale też taka by sublimacji nie ulegał MoO_3 , Temperatura ta powinna wynosić 450°C. Wiele badań i analiz powinno zostać przeprowadzone dla tej nowej koncepcji, zwłaszcza zagadnienie zanieczyszczeń końcowego roztworu Tc jest istotne. W pracy [16] stwierdzono nieznaczne zanieczyszczenie $^{92\text{m}}\text{Nb}$, który powstaje z reakcji $^{92}\text{Mo}(n,p)$ $^{92\text{m}}\text{Nb}$ i jest emitерem gamma o energii 135 keV, z czasem półrozpadu ok. 10 dni. Aktywność zanieczyszczenia jest dwa rzędy mniejsza niż aktywność $^{99\text{m}}\text{Tc}$ w warunkach równowagi,

Podsumowując w proponowanym procesie sproszkowana tarcza jest

automatycznie podgrzana w kanale badawczym więc proces ekstrakcji technetu odbywa się bezpośrednio poprzez sublimację w trakcie napromieniowania. W artykule [13] obliczono dzienną produkcję ^{99m}Tc na 1 kg MoO_3 . Wynosi ona $9,5 \cdot 10^5$ MBq/d co wypełnia 60% zapotrzebowania dziennego na ten izotop w Japonii. Tarczę można jeszcze swobodnie zwiększyć więc można podwyższyć ten procent. Utrudnieniem jest szybkie dostarczenie wyprodukowanego ^{99m}Tc z połowicznym czasem rozpadu wynoszącym 6 godzin. Transport powinien być jak najkrótszy, gdyż po upływie 6 godzin tracimy połowę radionuklidu. Ułatwieniem jest to, że wszystkie czynności toczą się w obrębie samego reaktora i w sposób ciągły bez konieczności wyjmowania tarczy, W LWR-ach mamy dłuższy czas na transport, jednak musimy dokonywać złożoną i czasochłonną obróbkę chemiczną,

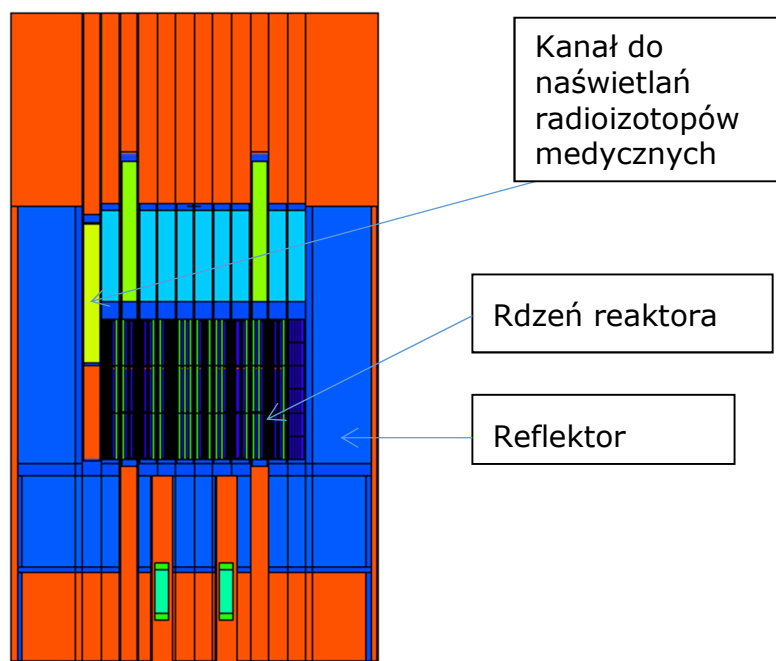
(IV) 3. Projekt kanału do naświetlań i obliczenia neutronowe porównawcze z reaktorem japońskim HTTR

Projekt kanału do naświetlań – w reaktorach wysokotemperaturowych kanały badawcze umieszcza się w obrębie reflektora tuż za częścią paliwową. Panuje tam odpowiednio niższa temperatura niż w paliwie i stopy metali wysokotemperaturowych mogą być zastosowane do budowy rur i innych materiałów konstrukcyjnych. Strumień neutronów choć niższy niż w centrum rdzenia, jest odpowiednio duży. W reflektorze można umieścić kanał o dużej objętości nie powodując dużych zmian reaktywności.

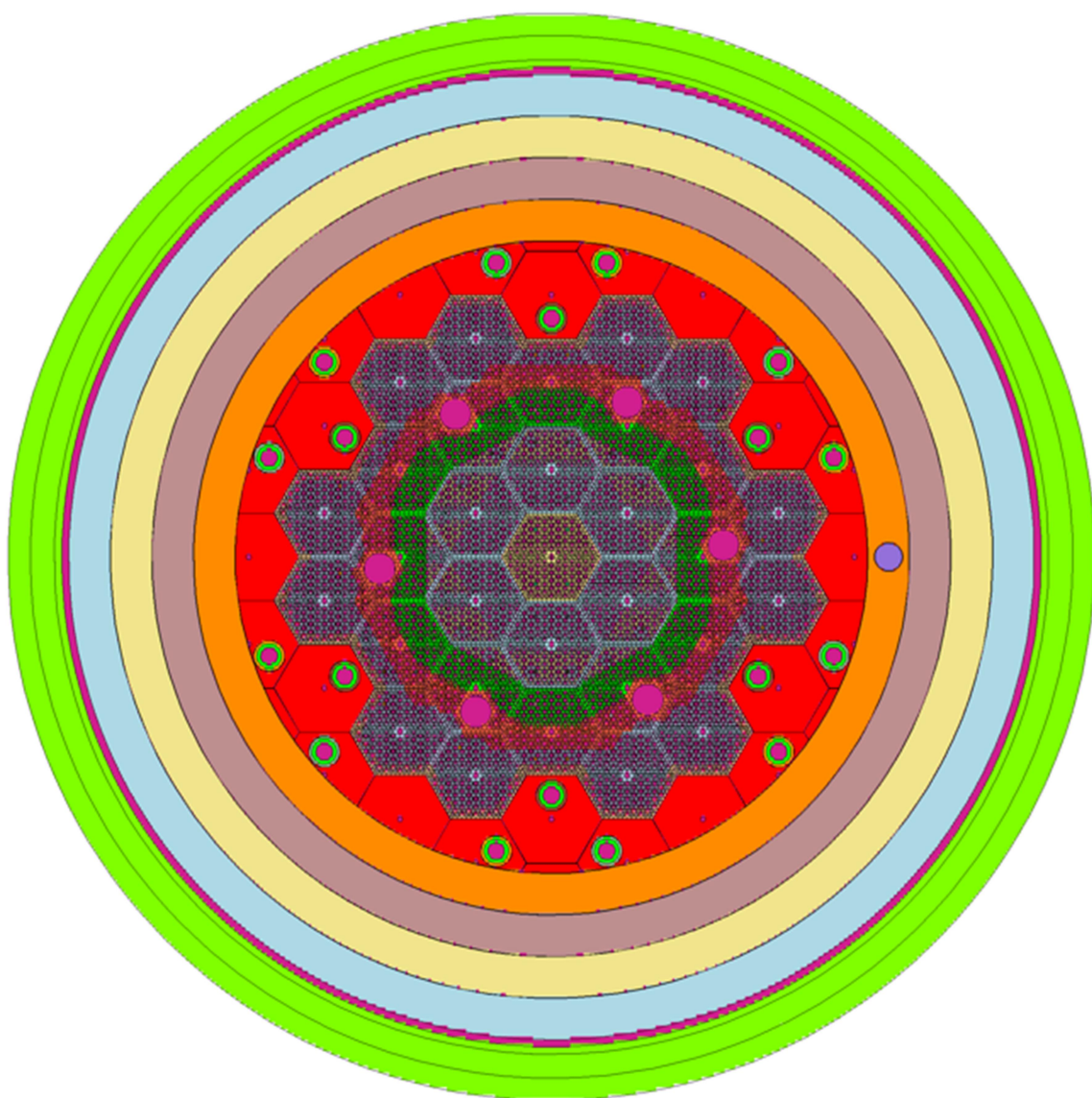
Dla potrzeb projektu GoHTR zaprojektowano kanał o podanych parametrach:

- średnicy zewnętrznej $D=12$ cm
- średnicy wewnętrznej $d=11.4$ cm
- długości $H=480$ cm (cała wysokość aktywnej części)
- wewnątrz kanału: rura ze stopu Alloy 600 o grubości $d=0.3$ cm
- kanał wypełniony jest mieszniną helu i powietrza o ciśnieniu 6 MPa
- temperatura panująca w kanale 800 K
- odległość od osi reaktora 139.2 cm

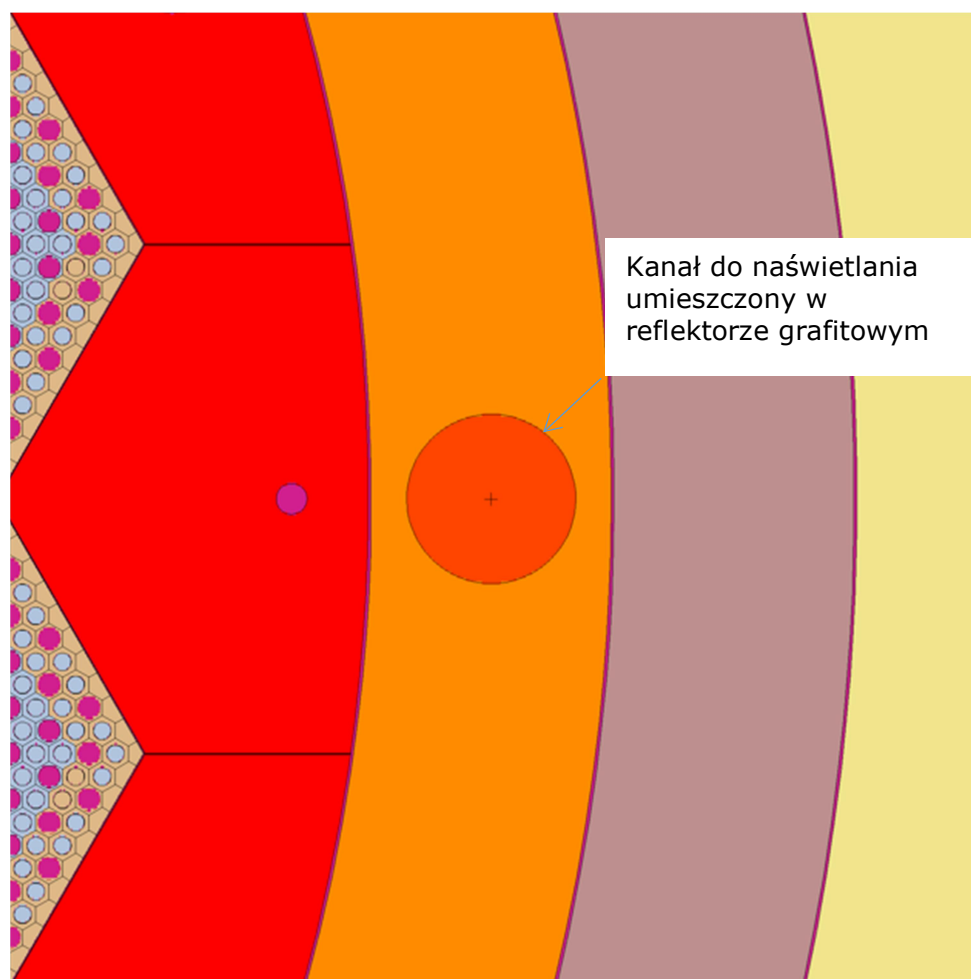
Lokalizację kanału w przekroju pionowym przedstawia Rysunek IV-4, a w przekroju poziomym Rysunek IV-6.



Rysunek IV-4. Przekrój pionowy przez rdzeń reaktora TeResa



Rysunek IV-5. Przekrój poziomy przez rdzeń reaktora TeResa



Rysunek IV-6. Lokalizacja kanału do naświetleń w reaktorze TeResa

Geometria i lokalizacja kanału do naświetlań jest przyjęta na wzór rozwiązania zastosowanego w HTTR, testowym reaktorze japońskim. Podobnie jak w HTTR kanał do naświetlań ze względu na warunki temperaturowe umieszczono zaraz za trzecim ringiem z paliwem w reflektorze grafitowym. Różnicą jest mniejsza średnica kanału i większa wysokość. W pierwszym przybliżeniu zaprojektowano tylko jeden kanał.

Tabela IV-1. Zestawienie wybranych parametrów dla TeResa i HTTR [12]

	HTTR	TeResa
Moc termiczna reaktora	30 MW	40 MW
Miejsce umieszczenia kanałów	4 pierścień (w reflektorze grafitowym)	4 pierścień (w reflektorze grafitowym)
Wzbogacenie paliwa	Średnio 6%	12%
Wysokość strefy aktywnej	2,90 m	4,80 m
Średnica strefy aktywnej	2,30 m	2,61 m

Średnica kanału	14 cm	12 cm
Strumień w kanale	$3,2 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$	$10^{12} - 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$
Ciśnienie gazu w kanale eksperymentalnym	3.8 MPa	5.8 Mpa
Ciśnienie helu	4 MPa	6 MPa
Objętość strefy do napromieniowania	$91\,106,2 \text{ cm}^3$	$54\,286,7 \text{ cm}^3$ (ok. 50% V HTTR)
3 Kanały HTTR	$273\,388,6 \text{ cm}^3$	(ok 20% V HTTR)

W polskim projekcie objętość kanału jak i strumień neutronów rzędu $\sim 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$, zapewniają bardzo dobre warunki do naświetlań radionuklidów medycznych. Wydajność ich wytwarzania jest porównywalna z osiąganymi przez zespół japoński. Zaletą reaktorów wysokotemperaturowych w produkcji radiofarmaceutyków jest duża objętość dostępna do naświetlań. W reaktorach tych umieszczając duży kanał w części nieaktywnej rdzenia nie wnosimy dużych strat reaktywności.

Wykonano obliczenia z jaką stratą reaktywności należy się liczyć przy wprowadzeniu jednego kanału o danej średnicy wypełnionego rurą z Alloy600 i porównano z wielkością odpowiadającą trzem kanałom w HTTR. W obliczeniach wypełniono także kanał wodą, nie obserwując zmian reaktywności na poziomie niepewności.

Tabela IV-2. Zmiany reaktywności związane z pracą kanału

	$\Delta\rho$	HTTR 3 kanały
Zmiana reaktywności jaką wprowadza kanał wraz z rurą z Alloy600	-173 pcm	-500 pcm
Wdarcie wody do kanału	Zmiana w granicach niepewności obliczeniowej ± 20 pcm	

Negatywna reaktywność po wprowadzeniu kanału jest efektem zastąpienia grafitu helem a także wprowadzeniem niklu, który dobrze absorbuje neutrony jako składnika stopu Alloy600 z którego będzie wytworzona rura kanału.

Zastosowanie Alloy600 jest konieczne ze względu na jego bardzo dobre własności temperaturowe (temperatura w graficie osiąga 800°C). W projekcie japońskim przyjęto ostatecznie 3 rury o średnicy 14 cm gdyż dążono do jak największej objętości naświetlań i zmianie reaktywności nie większej niż 500 pcm. Bardzo istotne jest, że w przypadku kanału umieszczonego w reflektorze, (w graficie), wypełnienie go wodą jeżeli wprowadza to bardzo małe zmiany reaktywnościowe. Wtargnięcie wody do kanału nie daje zagrożenia tak jak w przypadku wypełnienia wodą przestrzeni z gazowym chłodziwem. Zmiana reaktywnościowa ujemna rzędu 500 pcm jest graniczną, uzyskanie więcej niż dwukrotnie mniejszej oznacza, że będzie można podwoić ilość kanałów do dwóch w polskim projekcie.

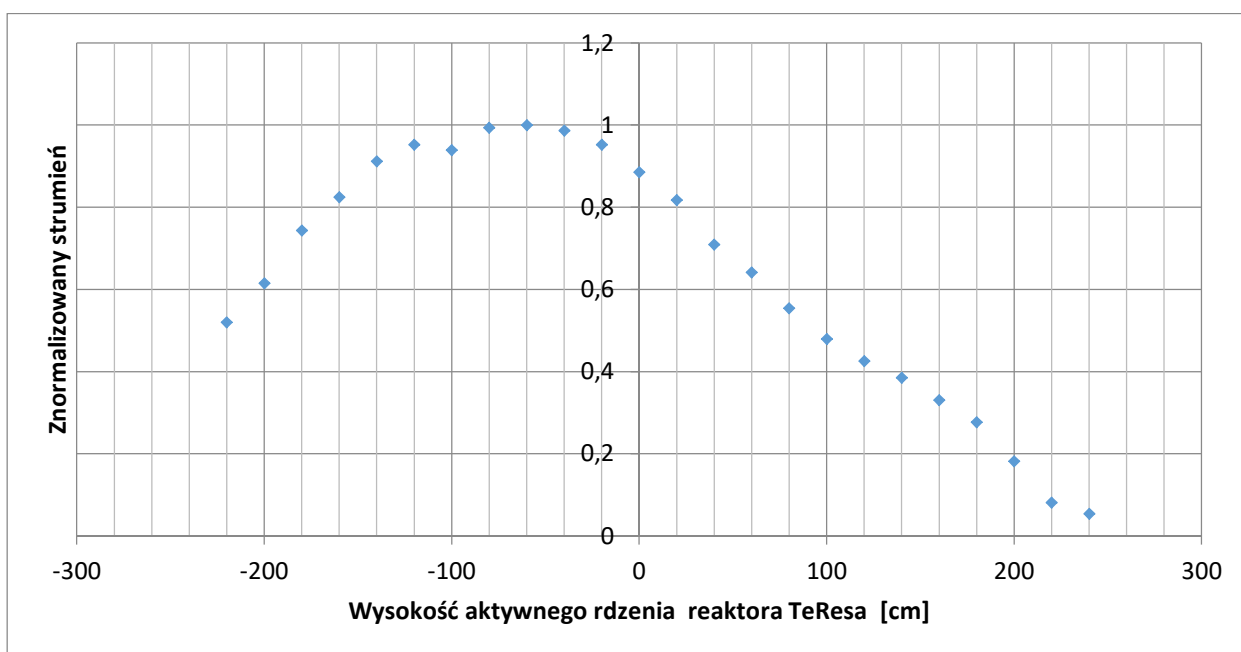
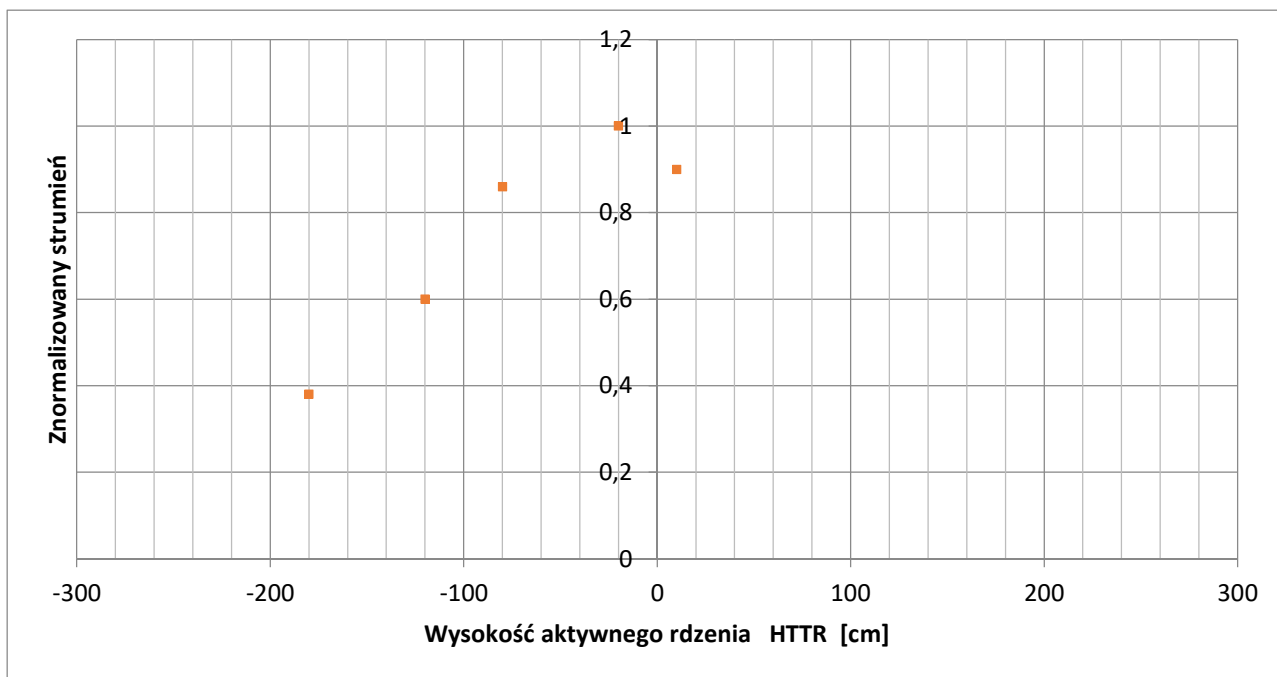
Tabela IV-3. Zmiany reaktywności w funkcji średnicy kanału

Średnica kanału	Zmiana reaktywności $\Delta\rho$
12 cm	-173 $\pm$ 35 pcm
15 cm	-273 $\pm$ 39 pcm
20 cm	-380 $\pm$ 35 pcm

Przy pozostaniu przy jednym kanale można zmieniać jego średnicę.

Ze względu na dużą wysokość strefy aktywnej, (480 cm), obawiano się niekorzystnego rozkładu osiowego strumienia, w kanale do naświetlań.

Wykonano więc obliczenia kodami transportowym MCNP[20] i MCB[21] a następnie porównano z analogicznym rozkładem w przypadku HTTR. Wyniki przedstawia Rysunek IV-7.

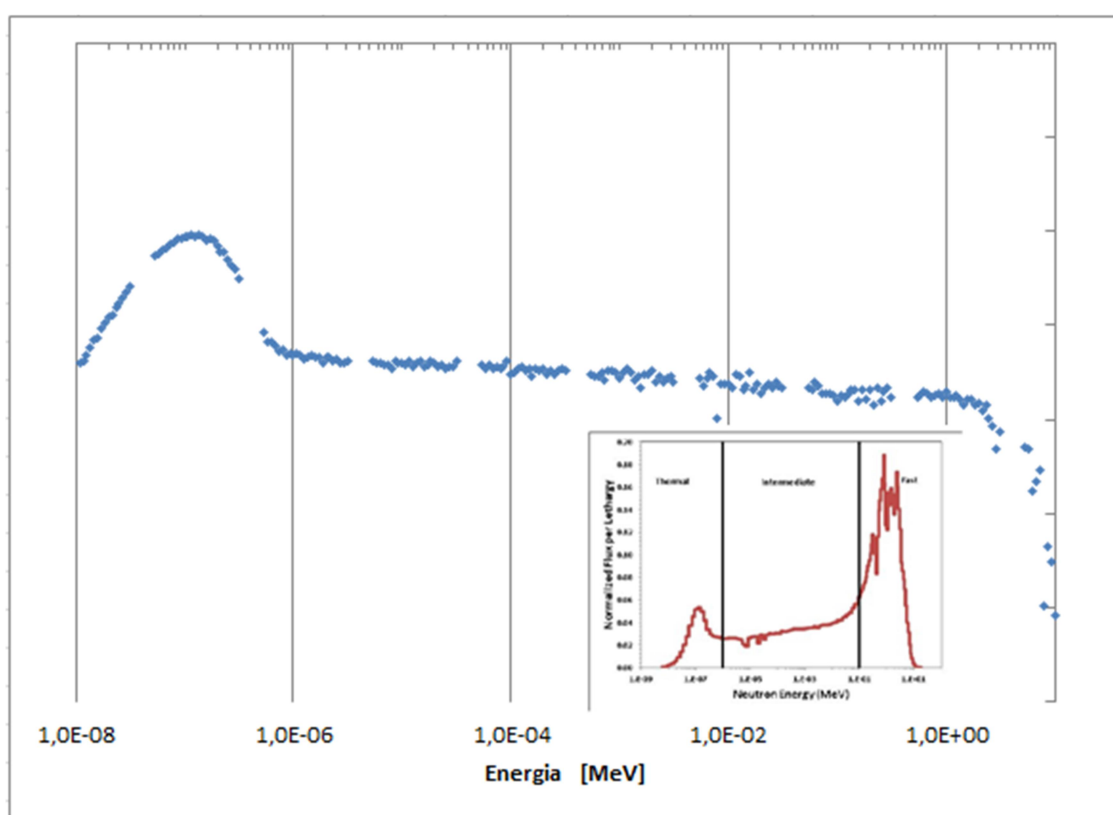


Rysunek IV-7. Znormalizowane strumienie dla HTTR i TeResa. Rozkład osiowy

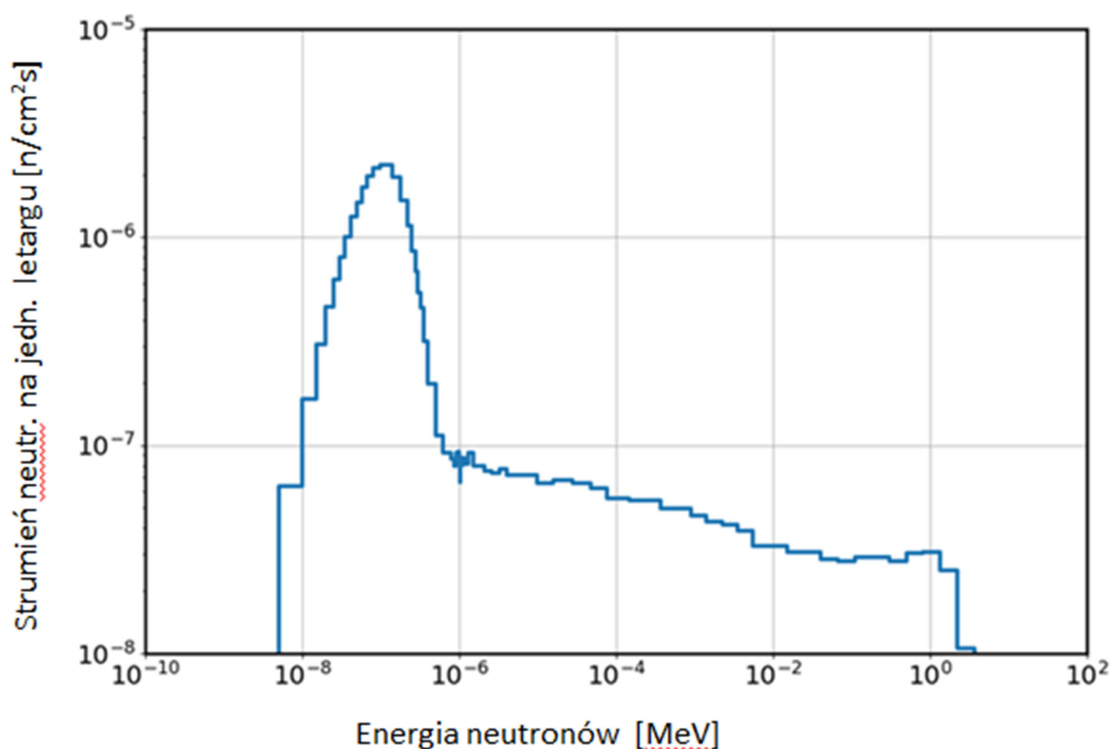
Rozkłady znormalizowanych strumieni pokazują różnice na korzyść projektu TeResa. Wyższy strumień jest w części dolnej kanału, gdzie łatwo umieścić stałą tarczę, np. MoO_3 . W dolnej części ponadto panują wyższe temperatury mające wpływ na lepszą dyfuzję i większe wydajności otrzymywania ^{99}Tc . Rozkład temperatur powinien potwierdzić, że w projektowanym kanale panują bardzo

dobrze warunki zarówno do produkcji ^{125}I jak i ^{99}Tc . Strumień maleje w górnych częściach kanału odwrotnie jak w projekcie dla HTTR. Podsumowując w projekcie polskim uzyskujemy większą objętość o optymalnych parametrach do naświetlań.

Rozkład strumienia w przypadku polskiego projektu gdy ustawimy pręty sterujące w odpowiedniej pozycji zmienią go, przesuwając w górę maksimum. Wyznaczono też rozkład energetyczny strumienia neutronów w kanale do naświetlań. Wynik zestawiono ze strumieniem w kanałach do produkcji radionuklidów w reaktorach wodnych. Strumień neutronów w reaktorach wysokotemperaturowych jest bardziej płaski w części wysokoenergetycznej.



Rysunek IV-8. Porównanie rozkładu energetycznego strumienia neutronów w reaktorze TeReza i reaktorze LWR



Rysunek IV-9. Rozkład energetyczny na jednostkę letargu strumienia neutronów w TeResa

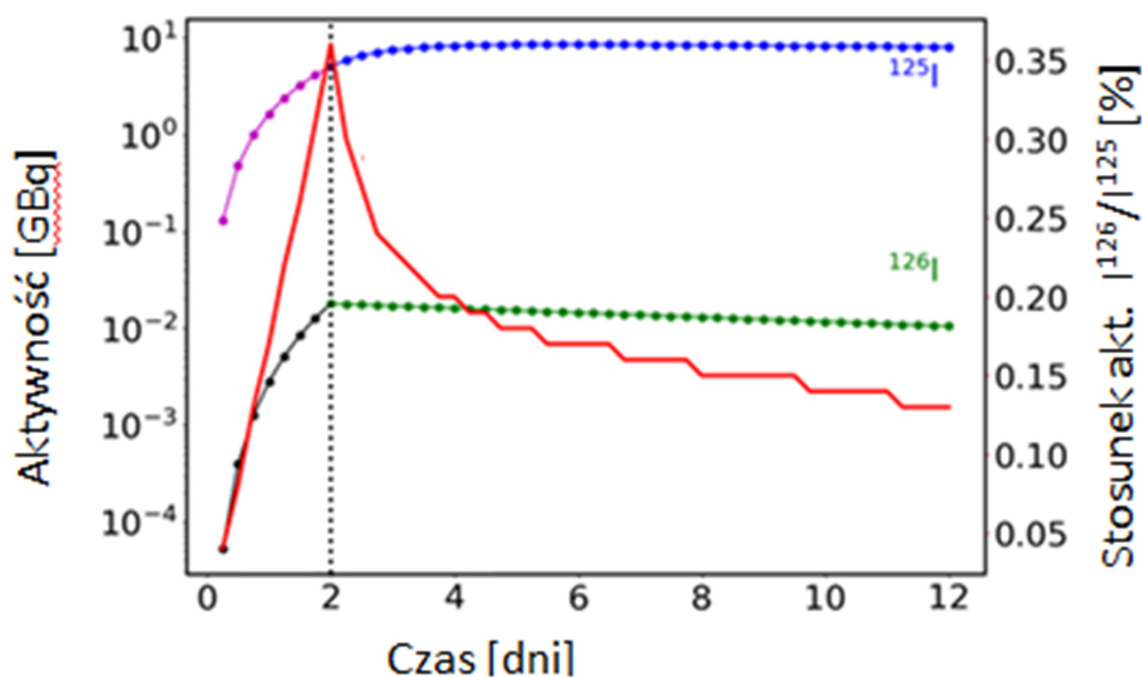
(IV) 4. Obliczanie produkcji izotopu ^{125}I w kanale eksperymentalnym TeResa

W tak określonej geometrii kanału do uzyskiwania radionuklidów medycznych przeprowadzono obliczenia produkcji izotopu jodu ^{125}I . Obliczenia transportu neutronów dokonano przy użyciu kodu Monte Carlo MCNP.6.1 i MCB z użyciem danych bibliotecznych przekrojów czynnych JENDL32.3. Program MCB jest programem obliczającym transmutacje izotopów przy użyciu równań Batemana. Użyto także programu FLUKA. Ważnym parametrem, który należało przyjąć było ciśnienie naturalnego ksenonu, który miał być naświetlany w kanale, celem uzyskania ^{125}I . Ciśnienie to przyjęto 5.8 MPa tak by było niższe od ciśnienia chłodziwa (6 MPa), co by zabezpieczało przed przepływem do chłodziwa. Ciśnienie gazu do napromieniowania jest ważnym parametrem, gdyż wyznacza jego masę, a więc efektywność uzyskania radionuklidu końcowego ^{125}I . W obliczeniach masa naturalnego ksenonu wynosiła 4 kg, jego temperatura 800 K, a strumień neutronów 10^{13} n/cm²s. Dokładność w obliczeniach którą

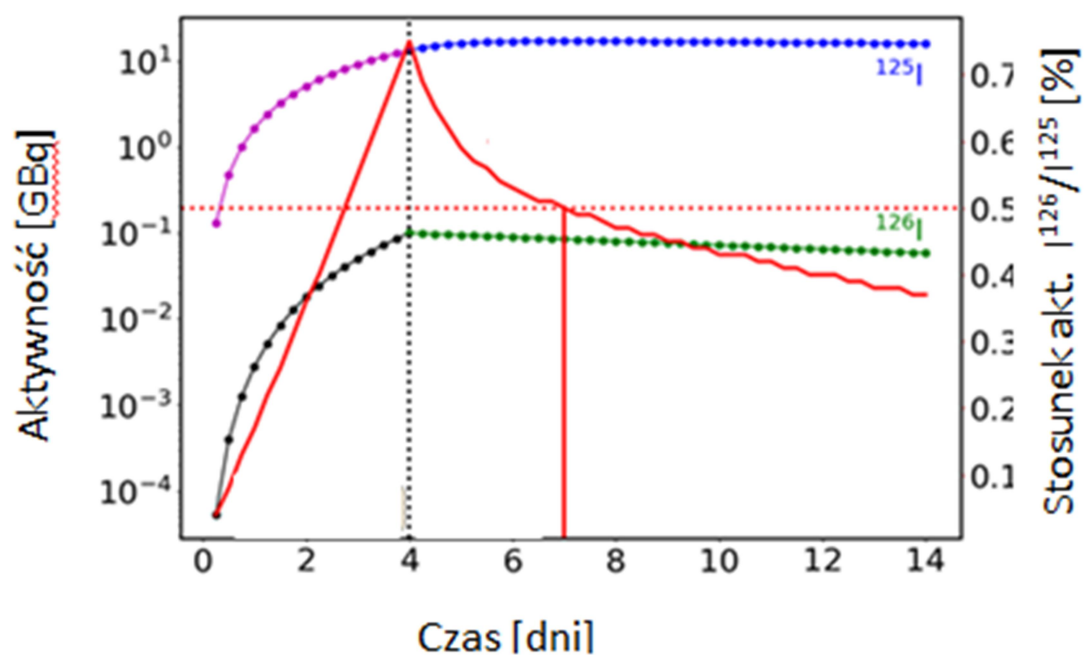
uzyskano w przypadku strumienia neutronów jak i wydajności reakcji wynosiła 20 pcm (wartość odchylenia standardowego). W czasie naświetlań, ze względu na ich krótki czas trwania przyjęto stały skład paliwa.

Obliczenia produkcji w ksenonie naturalnym izotopu jodu ^{125}I i zanieczyszczeń (głównie ^{126}I , ^{127}I) przeprowadzono dla kilku czasów naświetlań[22]. Planowane napromieniowanie w warunkach TeResa zostało zoptymalizowane tak, aby osiągnąć maksymalną produkcję rocznie ^{125}I przy jednoczesnym utrzymaniu zanieczyszczenia ^{126}I poniżej 1% [23], (przyjęto niski poziom 0.5%). Inne zanieczyszczenia takie jak ^{134}Cs , ^{137}Cs można oddzielić stosując odpowiedni proces chemiczny. Produkcja ^{127}I jest trzy rzędy niższa od ^{126}I więc końcowo nie był brany pod uwagę[24].

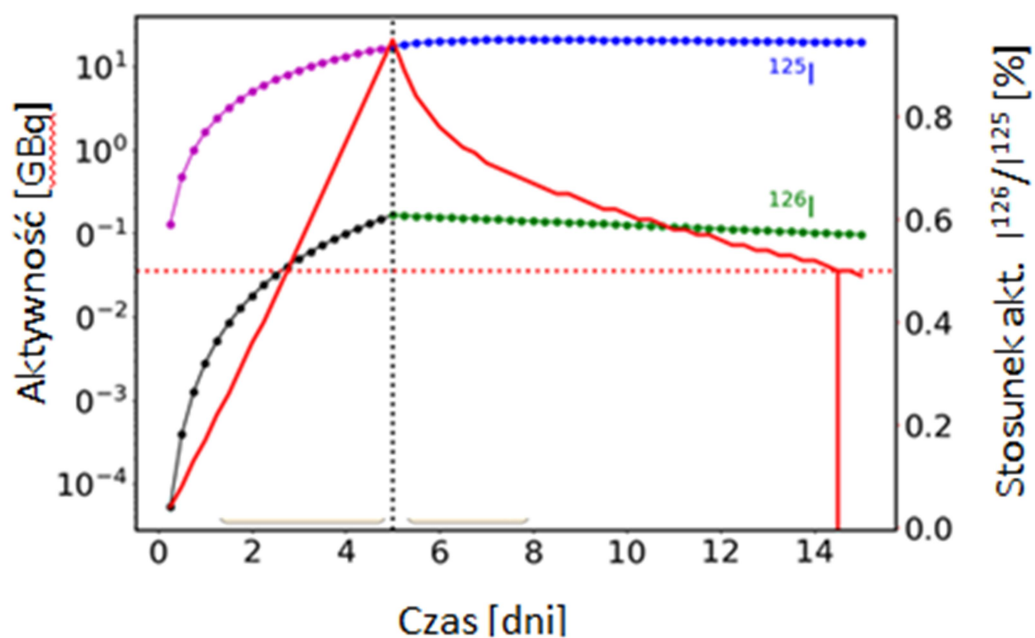
Czasowe przebiegi narastania aktywności izotopów jodu oraz ich stosunek dla czterech różnych czasów naświetlania (2, 4, 5 i 8 dni) przedstawiają kolejno Rysunek IV-10, Rysunek IV-11, Rysunek IV-12 i Rysunek IV-13. Tabela IV-4 przedstawia zebrane zależności.



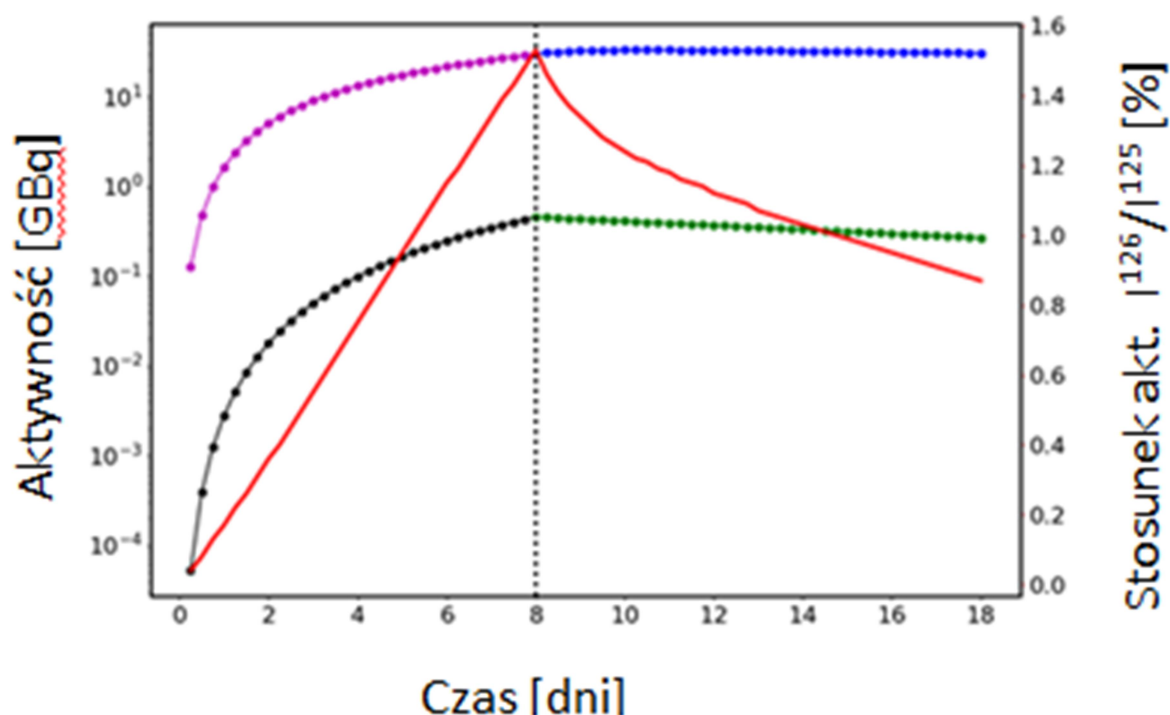
Rysunek IV-10. Aktywności izotopów jodu i stosunek $^{126}\text{I}/^{125}\text{I}$ po dwóch dniach napromieniowania



Rysunek IV-11. Aktywności izotopów jodu i stosunek $^{126}\text{I}/^{125}\text{I}$ po czterech dniach napromieniowania



Rysunek IV-12. Aktywności izotopów jodu i stosunek $^{126}\text{I}/^{125}\text{I}$ po pięciu dniach napromieniowania



Rysunek IV-13. Aktywności izotopów jodu i stosunek $^{126}\text{I}/^{125}\text{I}$ po ośmiu dniach napromieniowania

Tabela IV-4. Zależność aktywności jodu 125 od czasu naświetlania.

Czas naświetlania	Czas chłodzenia	^{125}I Aktywność	Aktywność/liczba dni naświetlania
3 dni	0.25 dnia	9.93 GBq	3.31 GBq/d
4 dni	3 dni	16.87 GBq	4.22 GBq/d
5 dni	9.5 dnia	19.68 GBq	3.94 GBq/d
6 dni	16.25 dnia	21.93 GBq	3.66 GBq/d
7 dni	19.50 dnia	24.19 GBq	3.46 Gbq/d

Najwyższą aktywność na dzień osiąga się po czterech dniach naświetlania i 3 dniach chłodzenia. Koniec czasu chłodzenia przyjęty jest gdy stosunek $^{126}\text{I}/^{125}\text{I}$ osiąga wielkość 0.5%. Dla tego przypadku z 4 kg tarczy naturalnego ksenonu uzyskujemy roczną aktywność wyprodukowanego ^{125}I równą 1540 GBq. Otrzymany wynik jest w zgodności z wynikami otrzymanymi dla HTTR. Wyprodukowana ilość ^{125}I odpowiada połowie wykorzystanego w 2016 roku ^{125}I w Japonii (3×10^3 GBq). Obliczenia wykazały, że w reaktorach

wysokotemperaturowych można produkować radionuklidy medyczne na wysoką skalę oraz z wysoką wydajnością.

(IV) 5. Produkcja radioizotopów Co-60, I-131, Lu-177, Sm-153 i Ir-192

(IV) 5.1. Radioizotop Co-60

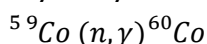
Do ważnych radionuklidów medycznych szeroko wykorzystywanych należy ^{60}Co . Znajduje on głównie zastosowanie :

1. Przy leczeniu nowotworów głębiej położonych (guzy mózgu, gardła, piersi). Emituje promieniowanie gamma o dużej energii 1,17 MeV i 1.33 MeV, które przenika tkanki i niszczy komórki nowotworowe. Wykorzystywany jest w tzw. Bombach kobaltowych
2. W brachyterapii. Źródła Co-60 wprowadzane są w pobliże guza lub do wnętrza tkanek. Pozwala podać dużą dawkę promieniowania
3. Przy sterylizacji sprzętu. Używany do jałowania narzędzi chirurgicznych, igieł, strzykawek
4. W badaniach diagnostycznych np. do znakowania cząstek lub w testach przepływu krwi

Produkcja Co-60 w reaktorach wysokotemperaturowych jest technicznie możliwa zarówno w reaktorach pryzmatycznych (naświetlanie w bocznych kanałach grafitowego rdzenia prętów lub cegieł kobaltowych, lub kapsuł z tlenkiem kobaltu) jak i typu Pebble-bed (naświetlane by w nich były kulki-targety Co-59 podobnie jak paliwo TRISO, zamiast ziaren paliwa zawierałaby proszek kobaltowy). W reaktorach Pebble-bed dogodniejsze byłoby wprowadzanie i wyciąganie kul z Co-59, w określonych odstępach czasu, kontrolując poziom aktywacji. Co-60 otrzymywany jest dzięki reakcji wychwytu neutronu przez Co-59.

Przykład:

Krótkie oszacowanie aktywności Co-60 na koniec napromieniowania
Dane: • Przekrój czynny na reakcje wychwytu dla Co-59 $\sigma = 37 \text{ b}$ $^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$



- Strumień neutronów (monoenergetyczny, termiczny) $\Phi = 3 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$
- Masa Co-59 = 1kg
- Masa cząsteczkowa $M_{\text{Co59}} = 58.933 \text{ g}$
- Liczba Avogadro = $6.022 \cdot 10^{23} \text{ 1/mol}$

- N liczba jader Co-59 :

$$N = \frac{m}{M} N_A$$

- Czas połowicznego zaniku dla Co-60 $T_{1/2} = 5.27 \text{ y}$

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}}$$

Oszacowanie aktywności Co-60 po czasie t napromieniowania:

$$A_{\text{Co60}}(t) = N \sigma \phi (1 - e^{-\lambda t})$$

0.5 roku naświetlania $A_{\text{Co60}} = 0.72 \text{ PBq}$

1 rok $A_{\text{Co60}} = 1.4 \text{ PBq}$

2 lata $A_{\text{Co60}} = 2.62 \text{ PBq}$

Napromieniowanie 5 g Co

1 TBq po 7 tygodniach

5 TBq po 8,4 miesiąca

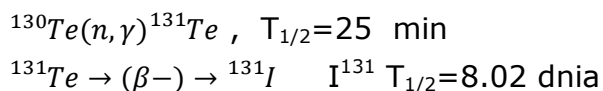
10 TBq po 1,48 roku

(IV) 5.1. Radioizotop I-131

I-131 jest radioizotopem emitującym promieniowanie beta (β^-) i promieniowanie gamma o czasie połowicznego zaniku $T_{1/2} = 8.02$ dnia. Ma zastosowanie głównie w endokrynologii i onkologii. W fazie diagnostyki jest stosowany przy scyntygrafii tarczycy – małe dawki I-131 pozwalają ocenić wychwyt jodu przez tarczycę, lokalizować ogniska nadczynności lub nowotwory. W fazie leczenia jest wykorzystywany przy nadczynności tarczycy (podawany jest doustnie w postaci jodku sodu), raku tarczycy (stosowany po operacyjnym usunięciu tarczycy) i paliatywnym leczeniu bólu w przerzutach do kości [25], [26], [27], [28].

I -131 otrzymywany jest w reaktorach na drodze:

1. reakcji rozszczepienia - jako produkt rozszczepienia U235 (skumulowana wydajność: 2.8-2.9%). Produkcja tą drogą wymaga zastosowania zaawansowanej separacji. W reaktorach HTR, ze względu na paliwo TRISO, gdzie jod jest zatrzymywany w paliwie nie wykorzystuje się tej opcji.
2. aktywacji telluru, Te-130 przez reakcję wychwytu neutronów przechodzi w Te-131, który przez rozpad β^- , po krótkim czasie przechodzi w lotny I-131



W praktyce napromieniowuje się Te_2O_3 (naturalne lub wzbogacone w Te-130). Jest to metoda prosta i o dużej czystości. Ta droga z dużym powodzeniem może być wykorzystywana w reaktorach wysokotemperaturowych, zwłaszcza typu Pebble-bed.

Krótkie oszacowanie aktywności I-131 na koniec napromieniowania (EOB) w procesie aktywacji tarczy z telluru

Dane do obliczeń:

- Tellur naturalny, zawartość Te-130, $w_{130}=34.08\%$
- Wzbogacony tellur, zawartość Te-130, $w_{130}=90\%$
- $T_{(1/2\text{Te})}=$ dla Te-131, ok. 25 min
- $T_{(1/2\text{I})} =$ dla I-131, 8.02 dnia
- Liczba Avogadro= $6.022 \cdot 10^{23} \text{ 1/mol}$
- Masa cząsteczkowa $M_{\text{Te-130}} = 129.906 \text{ g/mol}$
- Strumień (typowy dla HTR-10) $= 3 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$
- Mikroskopowy przekrój czynny dla Te-130 na wychwyt neutronu $\sigma=0.27\text{b}$
- Masa tarczy z Te_2O_3 , $m = 1\text{g}$

Wzory użyte do przybliżonych oszacowań:

N_{130} – liczba atomów Te-130 w tarczy / przyjęto że jest stała/

$$N_{130} = \frac{m}{M_{130}} N_A w_{130}$$

A – Aktywność Te-130 w EOB

$$A = \sigma \Phi N_{130}$$

Dalej równania Batemana pozwalają przejść do aktywności A dla I-131:

$$A_{I131}(t) = A \left[1 - \frac{\lambda_{I131} e^{-\lambda_{Te} t} - \lambda_{Te} e^{-\lambda_{I131} t}}{\lambda_{I131} - \lambda_{Te}} \right]$$

Gdzie $\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}}$

Można przyjąć uproszczone równanie:

$$A_{I131}(t) = A(1 - e^{-\lambda_{I131} t})$$

Aktywność I-131 po pewnym czasie chłodzenia t_c :

$$A(t_c) = A_{I131} e^{-\lambda_{I131} t_c}$$

Oszacowane wyniki dla tarczy tellurowej o masie 1g i dla strumienia neutronów $\Phi = 3.43 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$

1. Tarcza z naturalnym Te:

1 doba = 1.01 GBq

3 doby = 2.83 GBq

Aktywność nasycenia 12.5 GBq/g

2. Tarcza z wzbogaconym Te (90%)

1 doba = 2.66 GBq

3 doby = 7.46 GBq

Aktywność nasycenia 32.9 GBq/g

Po dobie chłodzenia aktywność I-131 spada o 9%

(IV) 5.1. Radioizotop Lu-177

Lu-177 emituje promieniowanie beta oraz niskie promieniowanie gamma (113 keV i 208 keV), co jest powodem, że idealnie nadaje się do niszczenia komórek nowotworowych jak i obrazowania. Wpływa na to krótki zasięg (1-2 mm) promieniowania beta jak i okres półrozpadu wynoszący 6,7 dnia idealny do zastosowań klinicznych. W przypadku Lu-177 istnieje możliwość celowania w konkretne receptory na komórkach nowotworowych.

Przykładowe zastosowanie to np. trudne terapie :

- Terapia neuroendokrynnych nowotworów, zwłaszcza zaawansowanych, przerzutowych raków trzustki, jelita cienkiego, płuc
- Terapia raka prostaty opornego na kastrację z przerzutami

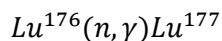
Obrazowanie wykonuje się przy pomocy scyntygrafii SPECT.

Lu-177 planowany jest też do terapii innych nowotworów (np. piersi, mózgu, szpiku)

Lu-177 można otrzymać na drodze bezpośredniej (CA, Carrier-Added) lub pośredniej (NCA, Non-Carrier-Added).

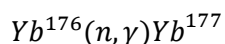
1. Metoda bezpośrednia polega na napromienianiu neutronami stabilnego izotopu Lu-176 (zwykle w formie Lu_2O_3), gdzie dochodzi do reakcji wychwytu neutronu i tworzy się Lu-177, ale jednocześnie powstaje także izomer metastabilny Lu-177m. Jest to metoda ekonomiczna i prosta, zanieczyszczenia izomerem stanowią wadę metody, uzyskuje się też niższą aktywność właściwą. Po napromienianiu następuje rozpuszczanie roztworu $^{177}\text{LuCl}_3$ do znakowania.

Reakcja wychwytu w metodzie bezpośredniej CA



2. Metoda pośrednia – metoda preferowana w uzyskiwaniu czystego Lu-177 polega na bezpośrednim napromienianiu neutronami izotopu Yb-176. W reakcji wychwytu Yb-176 przekształca się Yb-177, który przez rozpad β^- (czas $T_{1/2}=1,911$ h) daje czysty Lu-177. Po krótkim schłodzeniu wykonujemy radiochemiczną separację Lu od Yb i uzyskujemy $^{177}\text{LuCl}_3$. Jest to metoda droższa ze względu na konieczność otrzymania czystego izotopu Yb-176.

Reakcja wychwytu w metodzie pośredniej NCA



Produkcja Lu-177 w reaktorze wysokotemperaturowym przy strumieniach 10^{13} - 10^{14} n/cm²s jest możliwa podobnie jak w reaktorach wodnych zarówno w reaktorach pryzmatycznych z kanałami w reflektorze grafitowym z kapsułami z Hastelloy X/617/800H, jak i w reaktorach Pebble-bed z kapsułami kwarcowymi z

spiekami lub proszkiem Yb_2O_3 wzbogaconym (ok 60-97%) w Yb-176 (naświetlanie w kanałach w reflektorze grafitowym), lub z grafitowymi kulami o średnicy 60 mm z $\text{Yb}_2\text{O}_3/\text{Lu}_2\text{O}_3$, które cyrkulują w obiegu. Korzystniejsze jest naświetlanie w kanałach i wybór metody pośredniej [29], [30], [31].

HTR-PM, metoda pośrednia, kolejność procedur:

- Umieszczenie w optymalnym strumieniu, w kanale w reflektorze grafitowym kapsuły z wzbogaconym Yb_2O_3
- Irradiacja 24-72 godziny, w zależności jaką chcemy osiągnąć aktywność
- Chłodzenie 4-8 godzin, by uzyskać prawie całkowity rozpad Yb-177
- Rozpuszczanie targetu i separacja Lu/Yb . Klasycznie wymiana kationowa (HIBA) lub ekstrakcja chromatograficzna, ewentualnie układy amalgamatowe/"cementation" jako krok selektywny. NCA daje rutynowo dużą czystość i wydajność > 90% [pubMedEichrom Technologies IncMDPI]
- Otrzymujemy roztwór Lu-177 , LuCl_3 do bezpośredniego znakowania – wysokie czystości radionuklidowa/chemiczna zgodnie z EP/EMA. European Medicine Agency (EMA) PMC

Krótkie oszacowanie aktywności Lu-177 na koniec napromieniowania EOB w metodzie pośredniej	Krótkie oszacowanie aktywności Lu-177 na koniec napromieniowania EOB w metodzie bezpośredniej
Dane: • tarcza Yb_2O_3, wzbogaconego w Yb-176 • przekrój mikroskopowy σ na reakcję wychwytu dla Yb-176 = 2.823 b • $T_{1/2\text{Yb177}} = 1.911$ h • Liczba Avogadro = $6.022 \cdot 10^{23} \text{ 1/mol}$ • Strumień (typowy dla HTR-10) = $3 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$ • Masa tarczy z Yb_2O_3, $m = 1\text{g}$ • Wzbogacenie w ^{176}Yb 100% • Strumień monoenergetyczny termiczny	Dane: • tarcza Lu_2O_3, wzbogaconego w Lu-176 • przekrój mikroskopowy σ na reakcję wychwytu dla Lu-176 = 2000 b • $T_{1/2\text{Lu177}} = 6.65$ dnia • Liczba Avogadro = $6.022 \cdot 10^{23} \text{ 1/mol}$ • Strumień (typowy dla HTR-10) = $3 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$ • Masa tarczy z Lu_2O_3, $m = 1\text{g}$ • Wzbogacenie w ^{176}Lu 100% • Strumień monoenergetyczny termiczny

Aktywność Lu-177 na końcu napromieniowania EOB oszacujemy korzystając ze wzoru: $A_{EOB}(t) = A_{Yb176}(1 - e^{-\lambda_{Lu}t_{napr}})$ $A_{Yb176} = \sigma_{Yb} \Phi N_{Yb176}$ $N_{Yb176} = \frac{m}{M_{Yb}} N_A w_{176}$ Po czasie chłodzenia t_c aktywność wynosi: $A(t_c) = A_{EOB} e^{-\lambda_{Lu}t_c} + A_{YbEOB} \frac{\lambda_{Lu}}{\lambda_{Lu} - \lambda_{Eb}} (e^{-\lambda_{Eb}t_c} - e^{-\lambda_{Lu}t_c})$	Aktywność Lu-177 na końcu napromieniowania oszacujemy korzystając ze wzoru: $A_{EOB}(t) = A_{Lu176}(1 - e^{-\lambda_{Lu}t_{napr}})$ $A_{Lu176} = \sigma_{Lu} \Phi N_{Lu176}$ $N_{Lu176} = \frac{m}{M_{Lu}} N_A w_{176}$ Po czasie chłodzenia t_c aktywność wynosi: $A(t_c) = A_{EOB} e^{-\lambda_{Lu}t_c}$
Wyniki dla czasu napromieniowania 1.7 dni: $A_{Lu177} = 150 \text{ GBq}$ Po chłodzeniu 24 h O dużej czystości $A_{Lu177} = 137 \text{ GBq}$ Wyniki dla $t=7$ dni $A_{Lu177EOB} = 500 \text{ GBq}$	Wyniki dla czasu napromieniowania 1.7 dni: $A_{Lu177} = 107 \text{ TBq}$ Po chłodzeniu 24 h $A_{Lu177} = 96.8 \text{ TBq}$ $m^{177}\text{Lu} < 0.01\%$ Wyniki dla $t=7$ dni $A_{Lu177EOB} = 251 \text{ TBq}$

(IV) 5.1. Radioizotop Sm-153

Sm-153 to krótkożyciowy radioizotop ($T_{1/2} = 46.3 \text{ h}$), który emituje β^- oraz promieniowanie gamma o energii 103 keV. W medycynie jest stosowany m.in. w postaci kompleksu Sm-153-EDTMP do paliacji bólu kostnego. Standardowo wytwarza się go poprzez reakcję wychwyty neutronu przez stabilny izotop ^{152}Sm . Ze względu na reakcje z neutronami można go więc wytwarzać w reaktorach, też w reaktorach wysokotemperaturowych. Na tarczę wybiera się tlenek Sm_2O_3 lub azotan $\text{Sm}(\text{NO}_3)_3$ wzbogacony odpowiednio w Sm-152. Po aktywacji wymagane jest schładzanie i separacja izotopowa.

(IV) 5.2. Radioizotop Ir-192

Ir-192 to radioizotop o czasie połowicznego zaniku $T_{1/2} = 74$ dni, który jest emiterym promieniowania gamma i β^- . W medycynie stosowany jest głównie w brachyterapii a także w niektórych technikach radioterapii wewnątrznaczyniowej. Drogą do otrzymywania tego izotopu irydu jest reakcja wychwytu neutronów termicznych przez stabilny izotop Ir-191. Tarczę do napromieniowania neutronami może stanowić naturalny iryd. W skład którego wchodzi 37% Ir-191 i 63% Ir-193. Ir-193 z którego się tworzy Ir-194 nie jest użyteczny.

(IV) 6. Podsumowanie

Reaktory wysokotemperaturowe dysponujące strumieniem neutronów termicznych mogą z powodzeniem być wykorzystywane w procesie produkcji radioizotopów. Pierwsze prace badawcze i eksperymenty były już przeprowadzone w reaktorze HTTR w Japonii i HTR-PM w Shidaowan Chiny. Technologia reaktorów wysokotemperaturowych jest dopiero rozwijana, ale oferuje bardzo szerokie wykorzystanie nie tylko do produkcji energii, jest bezpieczna i przyjazna środowisku.

- Najważniejszym wnioskiem jest możliwość, w przypadku reaktorów wysokotemperaturowych, zastosowania ciągłego procesu naświetlań w dużej przestrzeni, w kanałach poza częścią paliwową rdzenia.
- Wykorzystując proces dyfuzji radioizotopów z tarczy, z cyklicznym odbiorem i uzyskiwaniem gotowego produktu poprzez kondensację radionuklidu poza reaktorem, bezpośrednio bez obróbki (czas naświetlań i czas odbioru uzyskanego radionuklidu powinien być dobierany indywidualnie), zaoszczędzamy na czynnościach chemicznych związanych z otwieraniem pojemników i przeróbce ich oraz z przeróbką chemiczną tarczy.
- Duże przestrzenie w kanałach do naświetlań (większa masa tarczy gazowej) pozwalają zrekompensować niższe przekroje czynne na reakcje wychwytu w porównaniu z rozszczepieniem.
- Często gazowa postać radionuklidu pozwala na uproszczoną metodologię

obróbki chemicznej po aktywacji. Gazowe tarcze mogą być łatwiej stosowane przy wyższych temperaturach i przy gazowym układzie chłodzenia

- Wysoka temperatura umożliwia stosowanie termicznie aktywnych technologii separacji (np. sublimacja MoO_3 i bezpośrednie wydzielanie Tc-99m), co pozwala skrócić drogę chemiczną i zmniejszyć stratę produktu. Badania koncepcyjne HTTR pokazały możliwość bezpośredniej produkcji i ekstrakcji Tc-99m z MoO_3
- Można również wykorzystać reakcję rozszczepienia jako bardzo wydajną metodę, choć należy przejść na pojemniki odporne na wysoką temperaturę.
- W reaktorach wysokotemperaturowych nie wprowadzamy dodatkowych konstrukcji czy aparatury do wnętrza kanału badawczego, wewnętrzna obudowa kanału, rury wykonywane są z materiałów odpornych na wysokie temperatury.

Literatura

- [1] IAEA, *Production and Supply of Molybdenum-99*, IAEA Nuclear Energy Series, Vienna
- [2] IAEA, *Nuclear Medicine and Radiopharmaceuticals*, Annual Report, Vienna, 2020.
- [3] IAEA, *Research Reactor Database (RRDB)*, dostęp: 2024.
- [4] IAEA, *Advances in Small and Medium Sized Reactor Designs*, Vienna, 2020
- [5] www.nndc.bnl.gov, dostęp: 2025
- [6] <https://www.ncbj.gov.pl/aktualnosci/gemini-40-poligeneracja-dla-przemyslu-i-cieplownictwa> dostęp: 2025
- [7] IAEA-TECDOC-1340, Manual for reactor produced radioisotopes, IAEA, 2003
- [8] A. T. Silva, D.B. Domingos, T.G. Joao, Neutronic and Thermal- Hydraulics Calculations for the Production of Molybdenum-99 by Fission in Low Enriched YUranium UALx-AL Targets
- [9] Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) JAERI 1332 stale
- [10] S. Tachimori, H. Nakamura, H. Amano, Difusion of Tc-99m in Neutron Irradiated Molybdenum Trioxide and Its Application to Separation; *Journal of Nuclear Science and Technology*, 8(6) (1971)
- [11] B.L. Zhuikov, Production of medical radionuclides in Russia: Status and future- a review, *Applied Radiation and Isotopes*, 84, 2014
- [12] Hai Quan Ho, Yuki Honda et al. Feasibility study of large-scale production of iodine-125 at the high temperature engineering test reactor; *Applied Radiation and Isotopes* 140, (2018)
- [13] Chai Quan Ho, Hiroki Ishida et al. Conceptual Design of direct 99mTc production facility at the high temperature engineering test reactor; *Nuclear Engineering and Design*, 352, (2019)

- [14] Ncbj.gov.pl/aktualnosci/jeszcze-bardziej-wydajna-produkcja-jodu-131-jest-mozliwa-reaktorze-maria
- [15] Ncbj.gov.pl/aktualności/swierku-powstanie-nowa-linia-produkcji-technetu-99m-dla-szpitali
- [16] A. Sikorin, P. Ananich & all, Possibility of the design of small sized pebble-bed reactor with small fuel spheres, Atomnaya Energiya, 2004
- [17] Nucnet.org./news/htrtr-restarts-and-could-be-used-to-demonstrate-green-hydrogen-production-7-5-2021
- [18] Jaea.go.jp/04/o-arai/phc/en/research/htrtr/index.html
- [19] HTR-PM word-nuclear-news-org/Articles/Chinese-HTR-PM-Demo-begins-commercial-operation
- [20] X-5 Monte Carlo Team, MCNP-A General, Monte Carlo N-Particle Transport Code , Version 5, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-03-1987, 2003.
- [21] Oettingen, M.; Cetnar, J.; Mirowski, T. The MCB code for numerical modelling of fourth generation nuclear reactors. Comput. Sci. 2015, 16, 329–350.
- [22] Martinho, E., i in. 1984. 125-I production: neutron irradiation planning. Int. J. Appl. Radiat. Isot. 35 (10), 993-938
- [23] European Pharmacopeia, Tenth Edition, Council of Europe, 67075 Strasbour Cedex, Francja – 2019
- [24] Hai Quan HOA, Yuki Hondab, Shimpei Hamamotoa, Toshiaki Ishiia, Nozomu Fujimotob, Etsuo Ishitsukaa, Feasibility study of large scale production of iodine-125 at the high temperature engineering test reactor, Applied Radiation and Isotopes 140 (2018) 209-214
- [25] IEAE. Production, Quality Control and Clinical Applications of Radionuclide Iodine-131, Technical Reports Series No. 402, Vienna, 2001.
- [26] Saha, G.B. Fundamentals of Nuclear Pharmacy, 7th wydanie, Springer, 2018
- [27] Cember, H. i inni Introduction to Health Physics, McGraw-Hill, 2009
- [28] Chattopadhyya S. I inni Production and separation of I-131 from neutron irradiated tellurium target. Applied Radiation and Isotopes, 66 (11), str.1559-1564.
- [29] Manual for Reactor Produced Radioisotopes (IAEA-TECDOC-1340)
- [30] Nuclear DATA for the Production of Therapeutic Radionuclides (IAEA TRS -473)
- [31] Dash I in "Production of ¹⁷⁷Lu for Target Radionuclide Therapy