



# 50 lat Reaktora MARIA

Paweł Nowakowski



**NARODOWE  
CENTRUM  
BADAŃ  
JĄDROWYCH  
ŚWIERK**

# Narodowe Centrum Badań Jądrowych



# Historia NCBJ

Instytut Badań Jądrowych (IBJ) został utworzony 4 czerwca 1955.

IBJ został podzielony w 1982 na trzy mniejsze instytuty badawcze.

1 września 2011 roku dwa z nich: Instytut Problemów Jądrowych i Instytut Energii Atomowej POLATOM zostały połączone, a ośrodek otrzymał nazwę Narodowe Centrum Badań Jądrowych.

# Sektor badawczy w NCBJ

Departament  
Exploatacji  
Obiektów jądrowych



Reaktor  
MARIA

Ośrodek Radioizotopów



Departament Badań  
Materiałowych

LBM

Zakład Aparatury  
Jądrowej



Departament Badań  
Podstawowych

Park  
Naukowo-  
Technologiczny

Departament Aparatury i  
Technik Jądrowych

Miedzynarodowa Agenda  
Badawcza  
NOMATEN

Departament Badań Układów  
złożonych



Centrum Informatyczne Świerk

Interdyscyplinarny zakład  
analiz energetycznych  
IDEA

Jeden z największych instytutów w Polsce  
1170 osób w tym. 79 prof. & 182 doktorów  
Szkola doktorska: 44 studentów

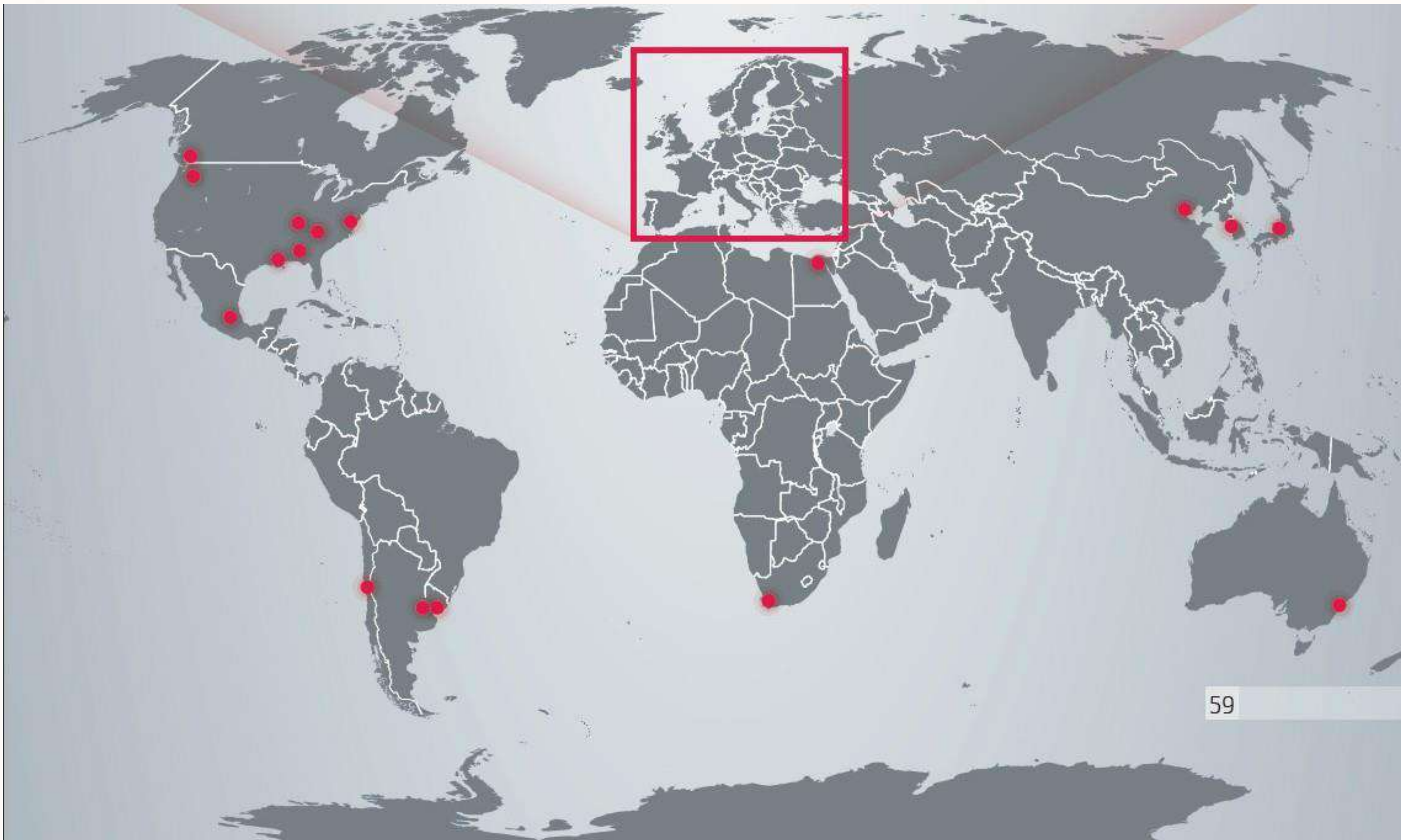
ponad 500 publikacji  
ponad 20 000 cytowań

H -213

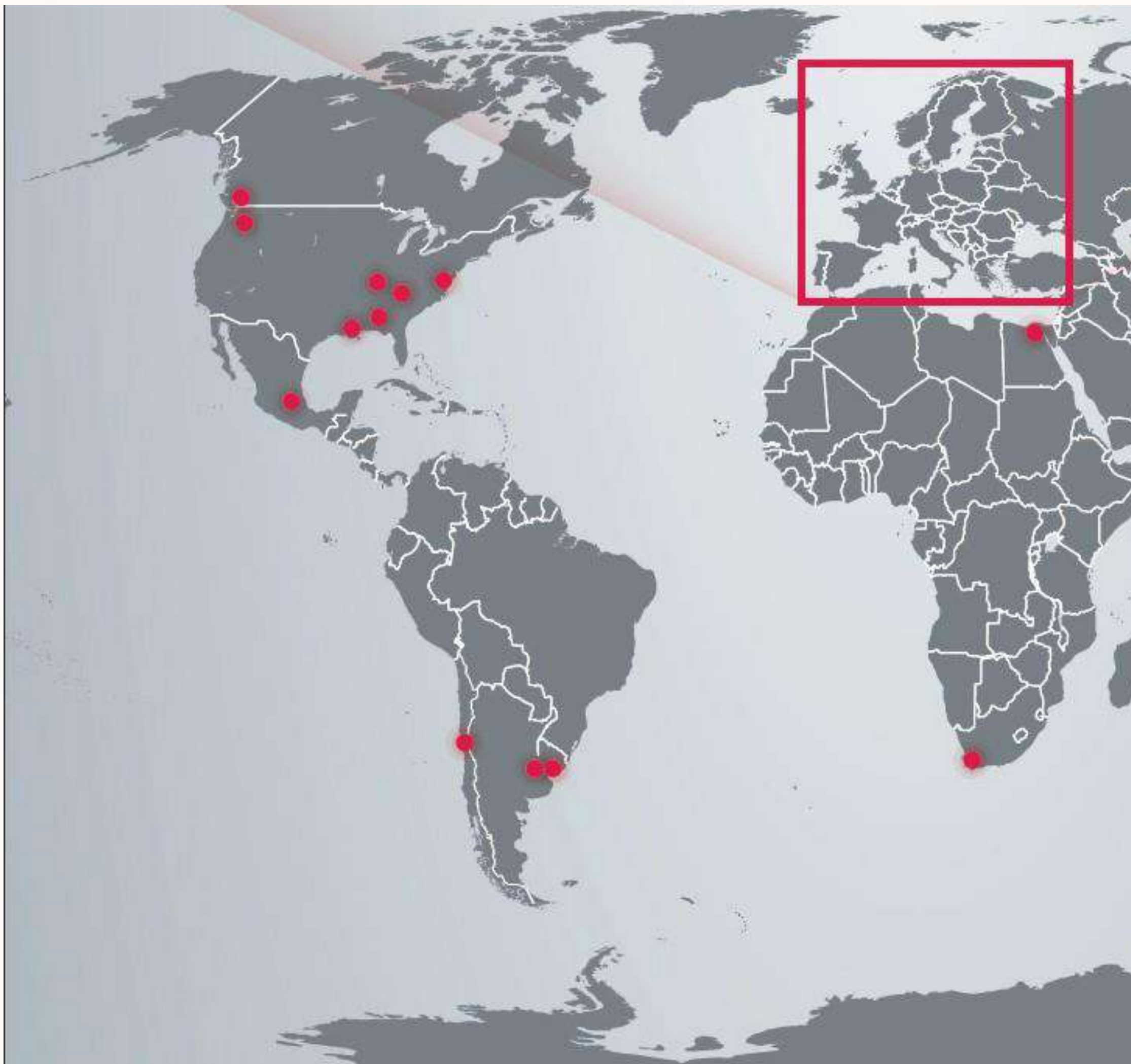
~140 projektów

Projekty UE: success rate: 30%



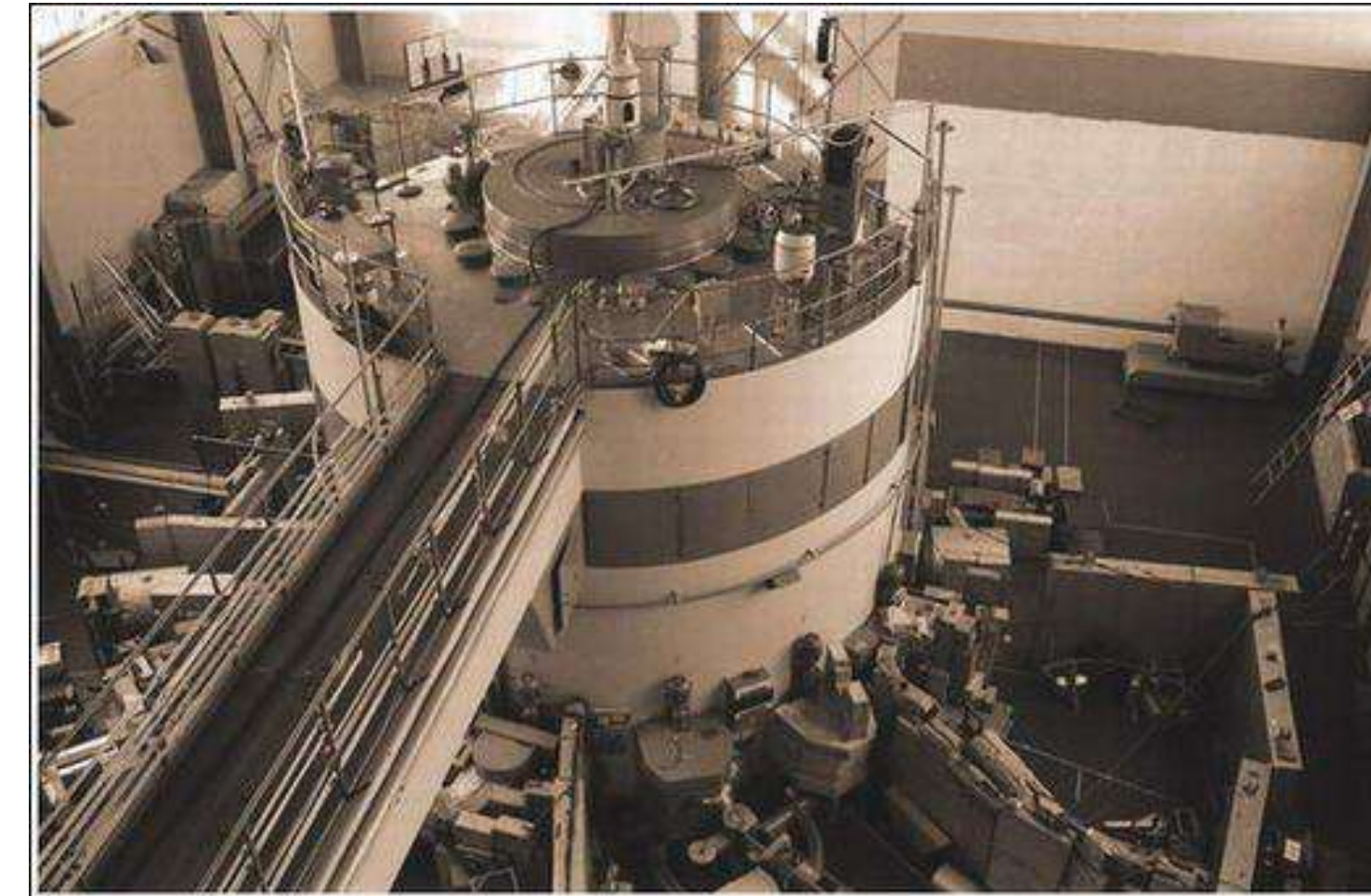


# Współpraca międzynarodowa i krajowa



# Reaktor EWA

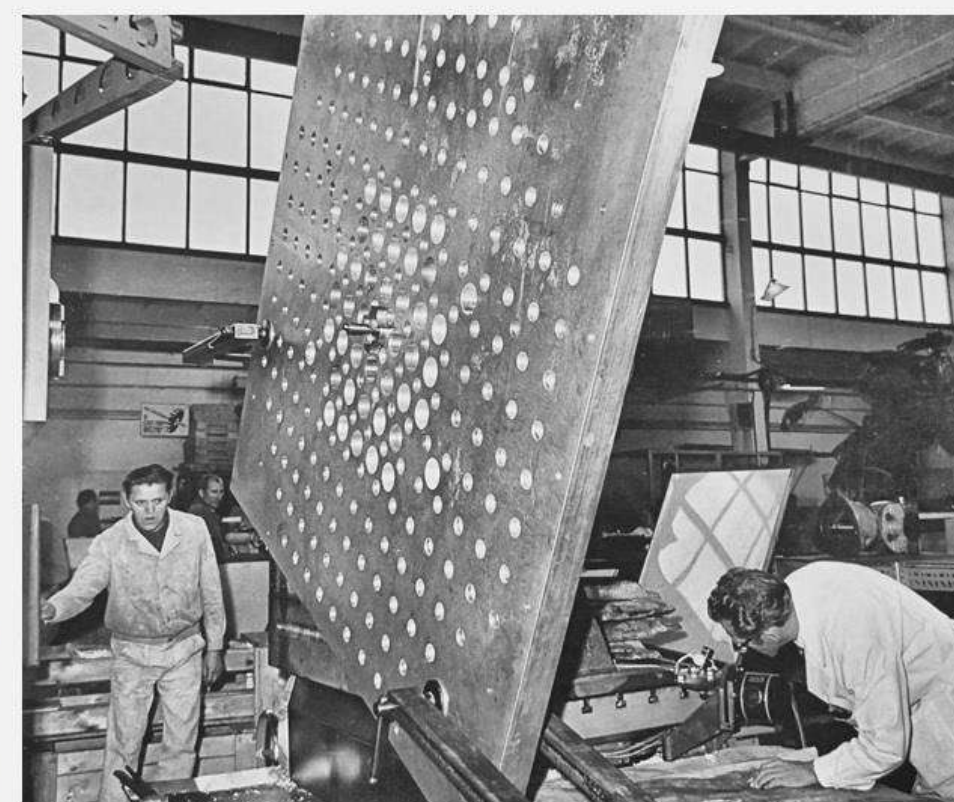
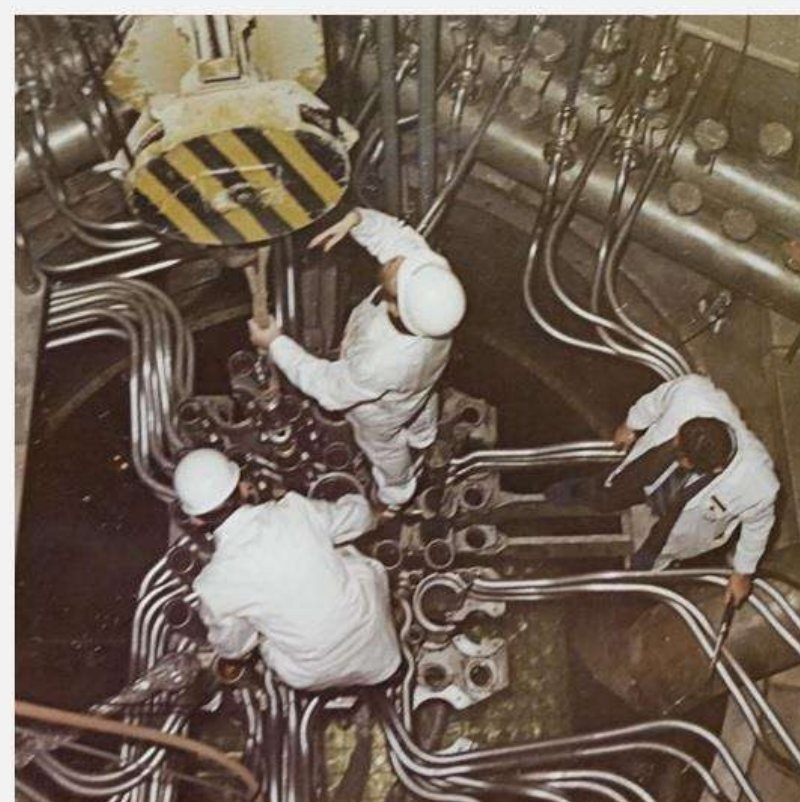
W roku 1958 roku w Świerku uruchomiono pierwszy, radziecki reaktor badawczy EWA (skrót od: eksperymentalny, wodny, atomowy). To reaktor lekkowodny o mocy cieplnej 2 MW typu WWR-S, moc tę zwiększono w następnych latach do 10MW. Reaktor EWA był wykorzystywany przede wszystkim do produkcji izotopów stosowanych w medycynie i przemyśle.



Decommissioning rozpoczął się w 1997 r., a w 2002 r. osiągnięto tzw. „koniec fazy drugiej”. Oznacza to, że całe paliwo jądrowe i wszystkie napromieniowane konstrukcje i elementy, które mają poziom aktywności niebezpieczny z punktu widzenia ochrony radiologicznej, zostały usunięte z reaktora. Dalsze prace zostały zawieszono i na razie nie planuje się kontynuowania procesu do stanu „zielonej trawy” (oznaczonego jako faza trzecia) ze względu na potencjalne wykorzystanie osłony biologicznej reaktora jako suchego składowiska wypalonego paliwa z reaktora MARIA.

# ANNA, AGATA, MARYLA...

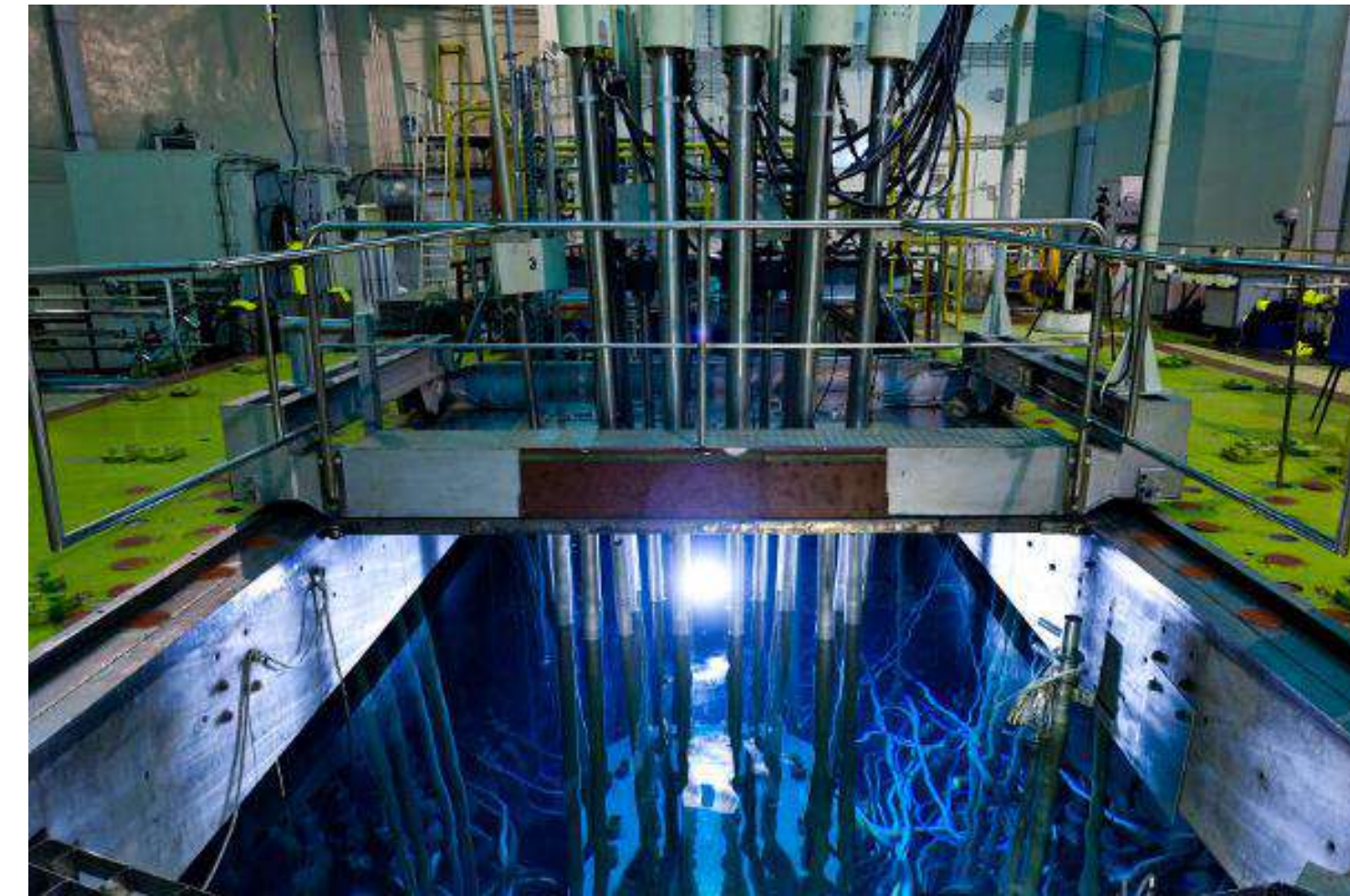
1958	1963	1963	1963	1972	1973	1974
<b>EWA</b>	<b>ANNA</b>	<b>HELENA</b>	<b>MARYLA</b>	<b>PANNA</b>	<b>AGATA</b>	<b>MARIA</b>
<p>Radziecki reaktor jądrowy wykorzystywany do produkcji izotopów, stosowanych w medycynie i przemyśle.</p>	<p>W latach 1964-1971 reaktor został włączony do programu badawczego Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu.</p>	<p>Służył do badania parametrów fizycznych przy paliwie z naturalnego uranu otoczonego grafitem.</p>	<p>Testowano na nim paliwo reaktora EWA oraz prowadzono badania nad technologią reaktorową.</p>	<p>Służył do badań na neutronach prędkich. Na P-Annie testowano również nowo powstałe polskie reaktorowe kody obliczeniowe.</p>	<p>Był pierwowzorem dla reaktora MARIA. Nazywany zestawem krytycznym, gdyż nie potrzebował czynnego odprowadzenia ciepła.</p>	<p>W 1984 zbudowano reaktor <b>WANDA</b>, który miał być produkowany seryjnie na potrzeby uczelni wyższych. Został uruchomiony, a następnie rozmontowany i przewieziony do Akademii Górniczo-Hutniczej w Krakowie. Nigdy nie został uruchomiony ponownie.</p>





# Reaktor MARIA

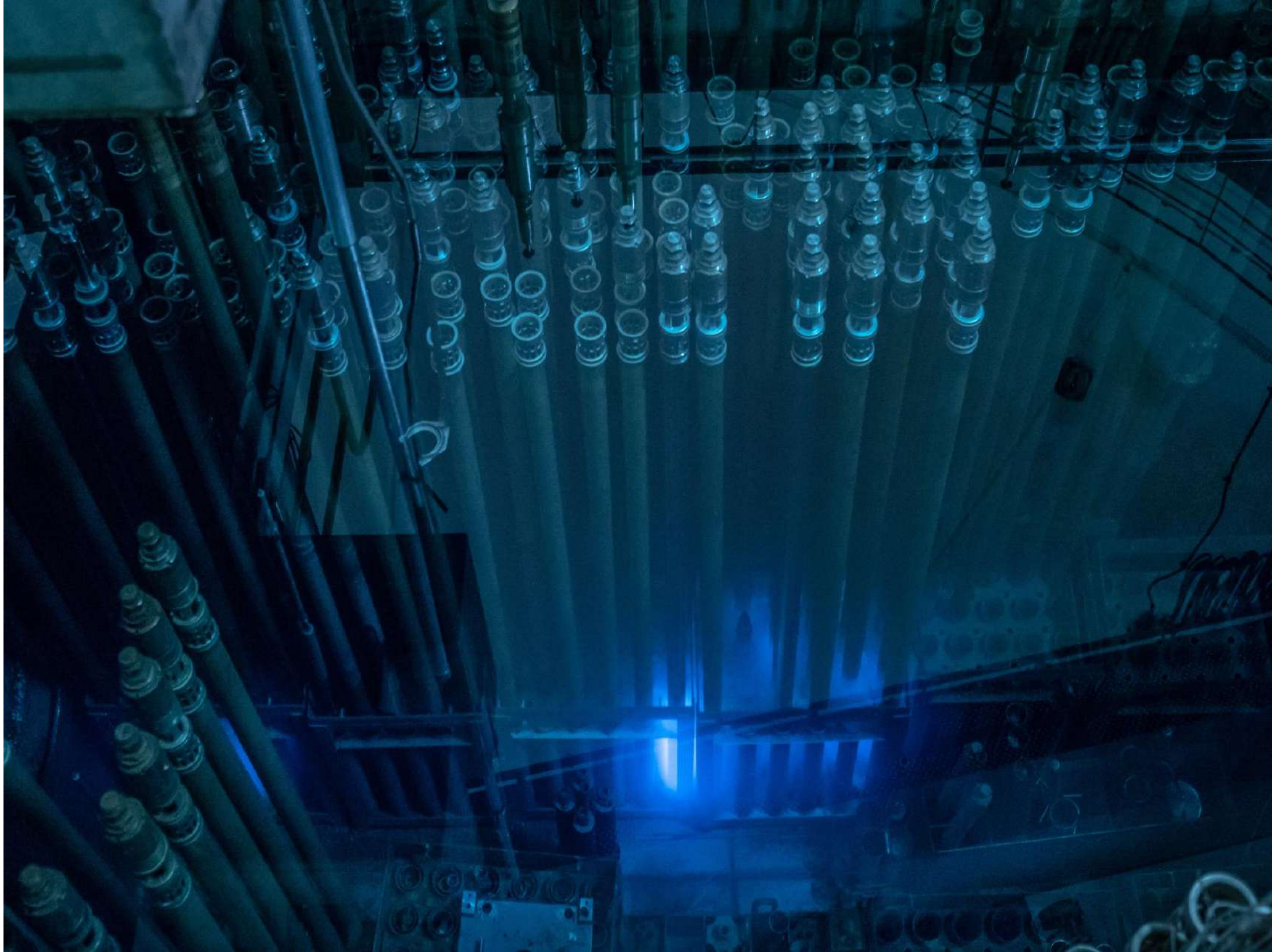
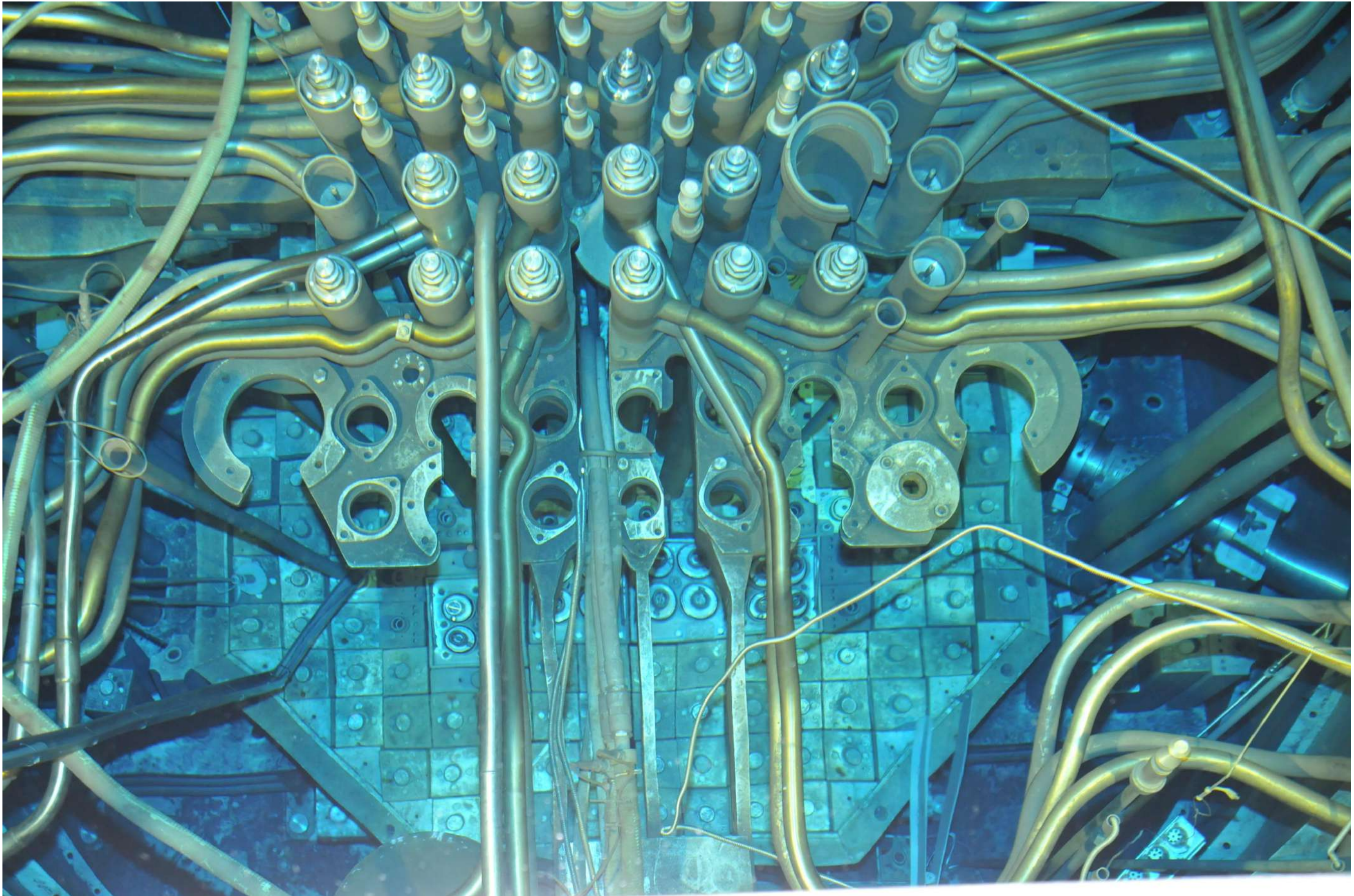
W 1966 roku została podjęta decyzja o budowie drugiego polskiego reaktora badawczego MARIA, który nosi nazwę od imienia Marii Skłodowskiej – Curie. Program wykorzystania reaktora badawczego MARIA powstał jeszcze w 1964 roku.



Zgodnie z dokumentem, reaktor miał umożliwiać prowadzenie badań fizycznych na wiązkach neutronów, badań radiochemicznych i materiałowych oraz badań w zakresie inżynierii reaktorowej i energetyki jądrowej. Reaktor miał być również wykorzystywany do napromieniania materiałów tarczowych dla produkcji izotopów i prowadzenia naświetlań dla spektrometrii krótkożyciowych izotopów. 16 czerwca 1970 nastąpiło uroczyste wmurowanie kamienia węgielnego w płytę fundamentową budynku głównego, a 18 grudnia 1974, o godz. 0.17, po raz pierwszy został osiągnięty stan krytyczny reaktora MARIA.

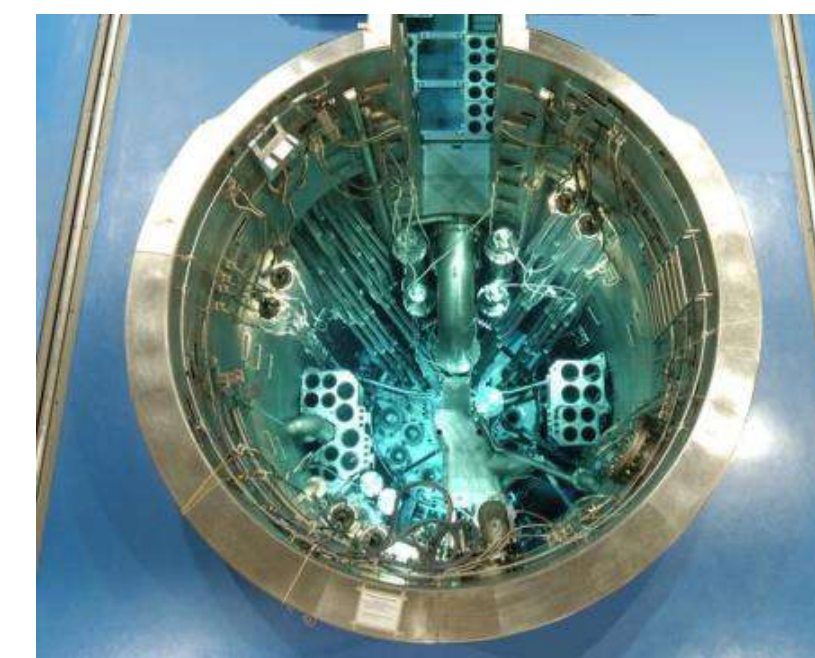
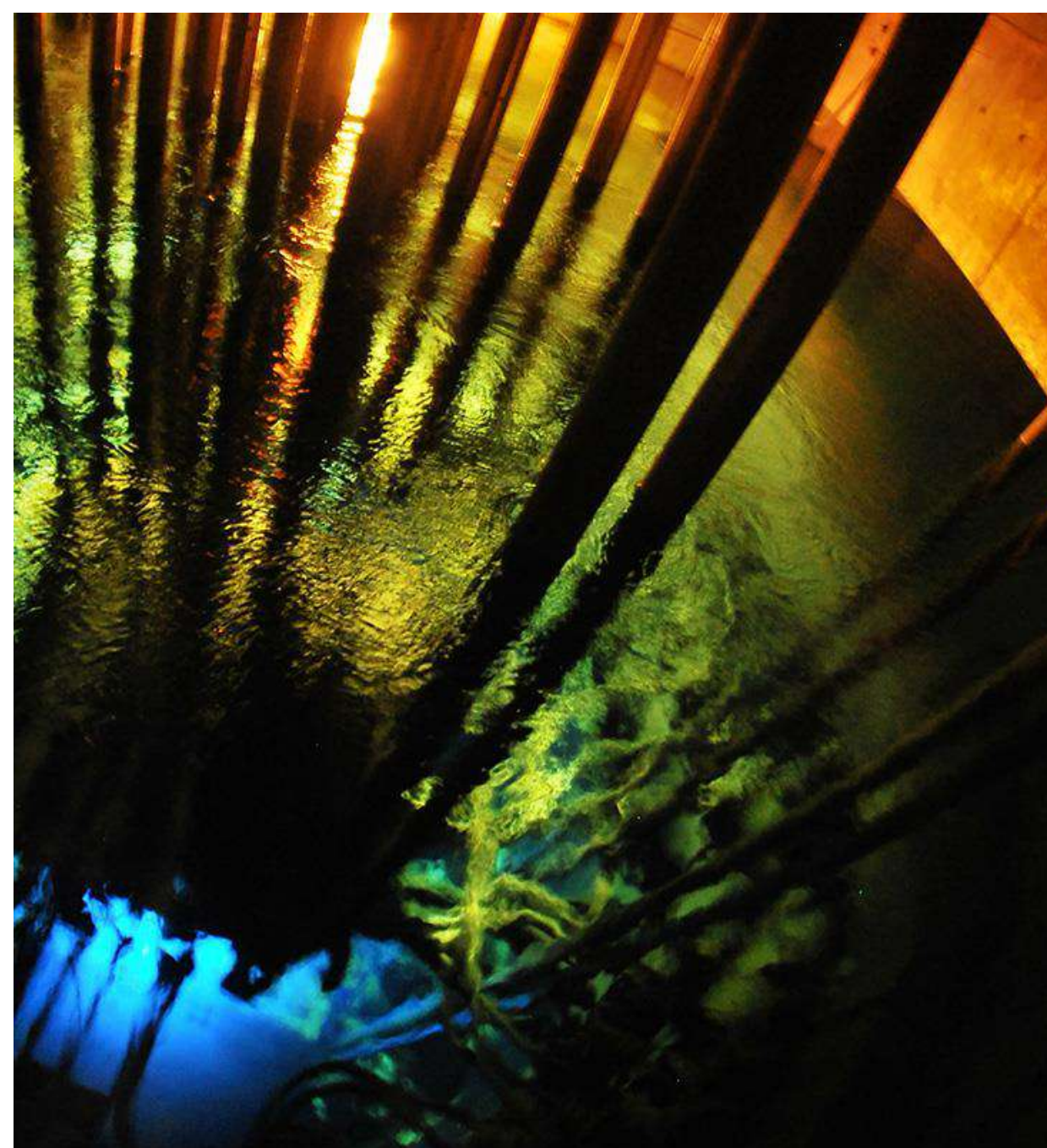
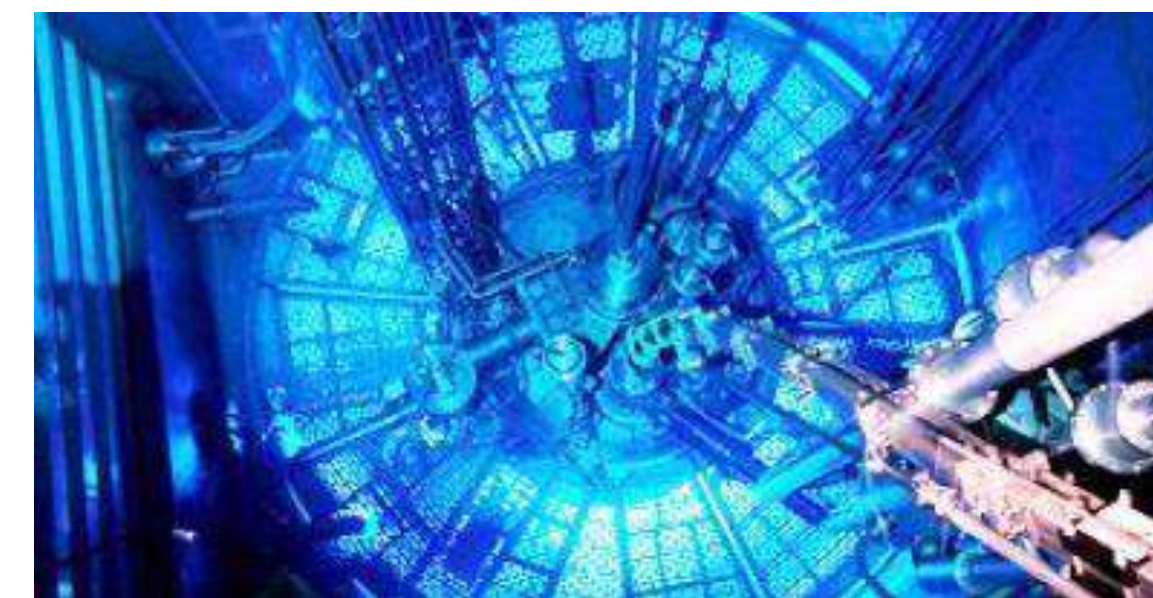
- Krytyczność w 1974
- Moc 30 MW
- Kanałowo-basenowa
- Strumień neutronów termicznych  $3 \cdot 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>s  
Strumień neutronów prędkich  $3 \cdot 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>s
- Modernizacje: 1985–1991, 2003,  
2013, 2015, 2018, 2019, 2021+
- Horyzont pracy: 2050+



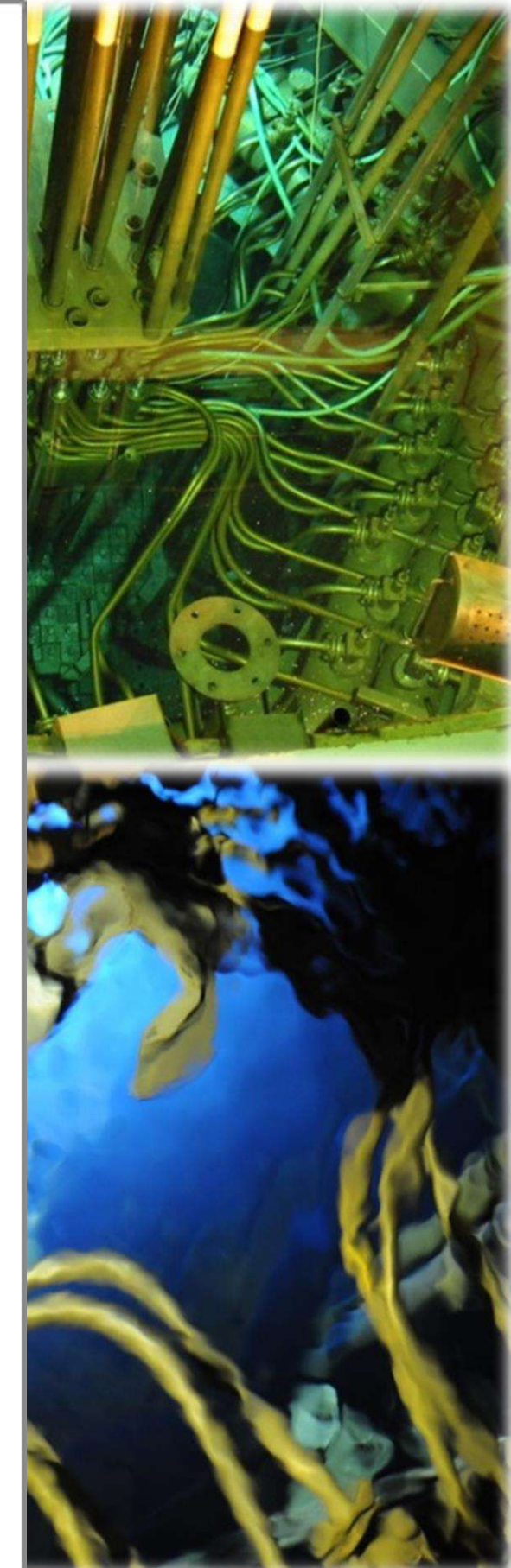
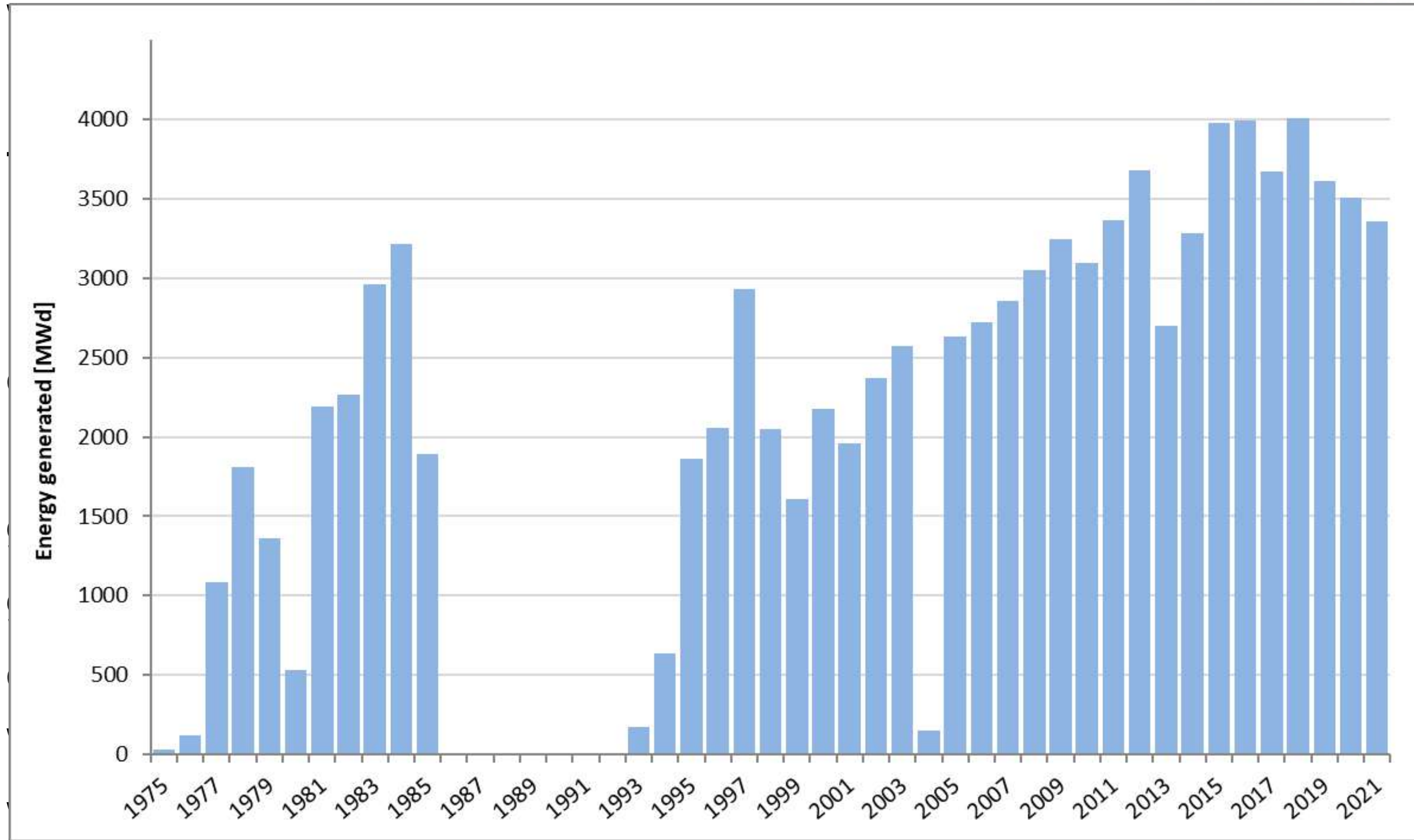


# MARIA na tle reaktorów badawczych

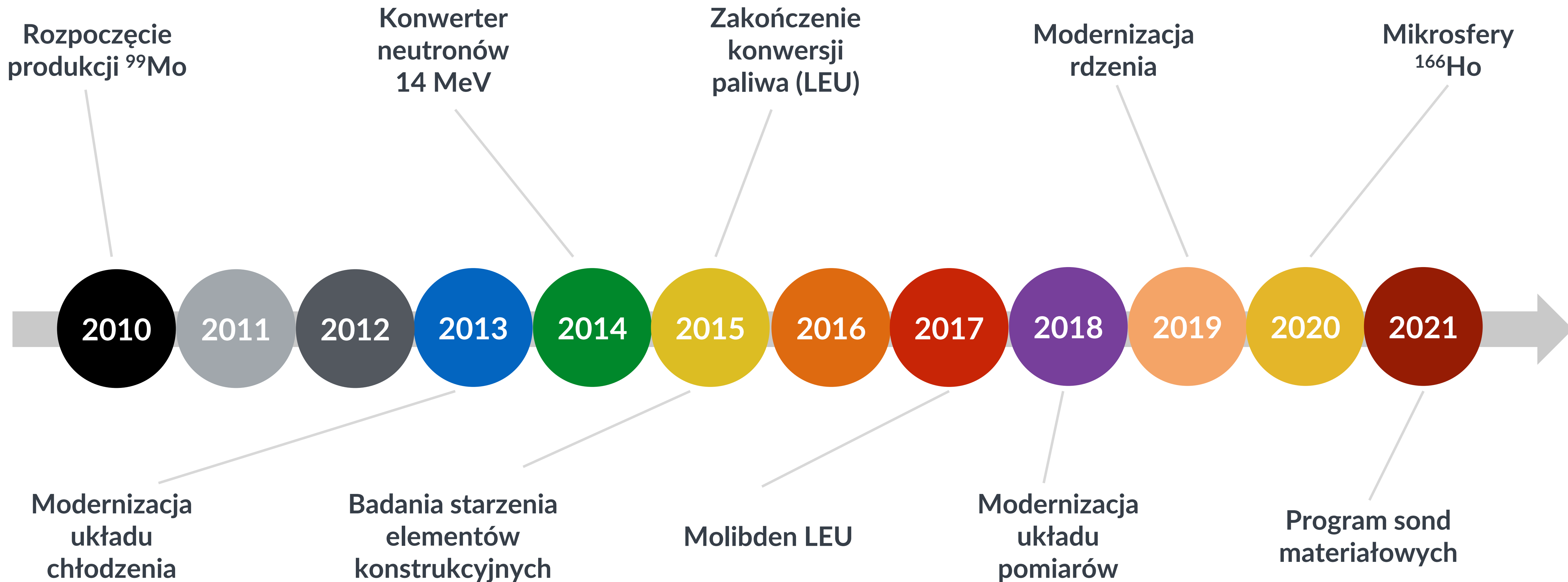
REAKTOR	ROZRUCH	(PLANOWANE) WYŁĄCZENIE
<b>LVR-15</b>	1957	~2028
NRU	1957	†2018
HALDEN	1958	†2018
<b>BR2</b>	1961	~2031
<b>HFR</b>	1961	~2030
FiR1	1962	†2018
OSIRIS	1966	†2015
ILL	1971	2030?
<b>MARIA</b>	<b>1974 (91)</b>	>2053?
<b>OPAL</b>	2007	>2057?
JHR	2030+	
PALLAS	>2030(?)	



# Reaktor jądrowy MARIA



# MARIA: Minione lata



# MARIA reactor previous upgrades

- 1985-1991 modernization of reactor equipment and technology
- 1996-2003 1<sup>st</sup> conversion from 80% to 36% U-235
- 2010-2014 2<sup>nd</sup> conversion from 36% to <20% U-235
- Replacement of fuel channels cooling circuits's pumps
- Replacement of emergency power inverters and diesel generators
- Main switchboards
- Control room

# MARIA reactor recent upgrades – control room





# MARIA reactor recent upgrades – control room



# MARIA reactor recent upgrades – main switchboards

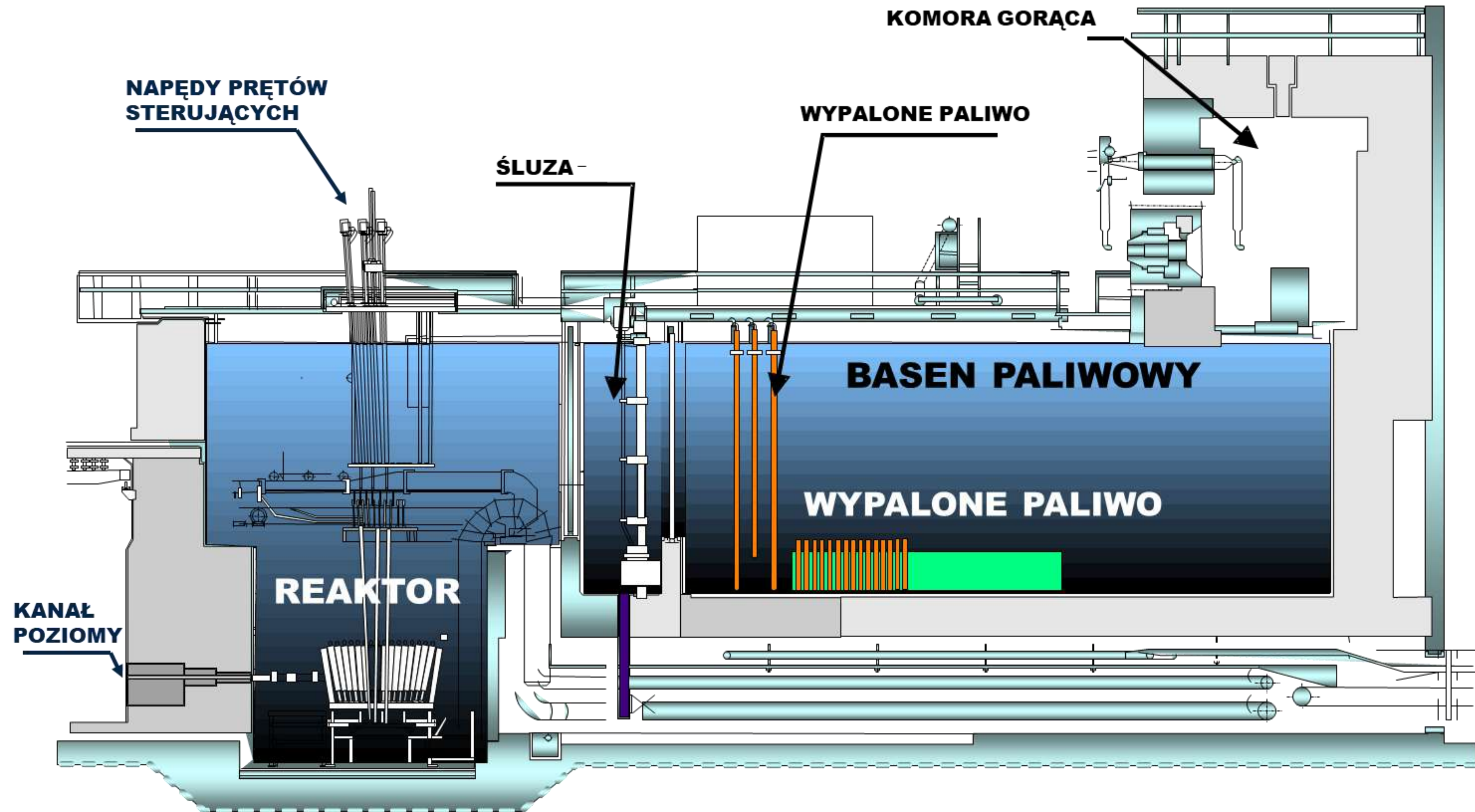


# MARIA reactor recent upgrades – main switchboards

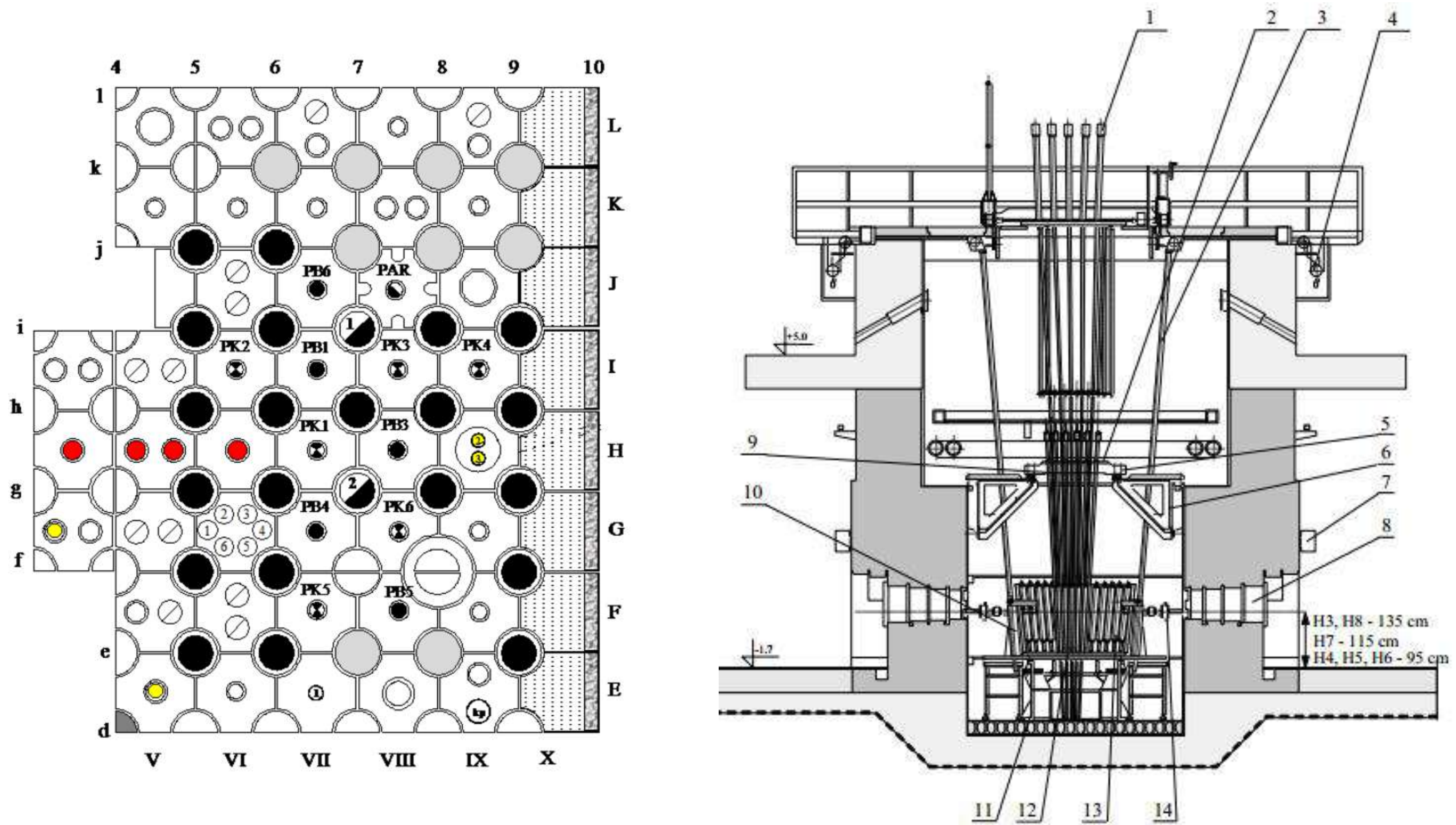


# MARIA reactor 2024-2027 upgrades

- Power system
  - Modernization of the secondary circuit switchboard
- I&C system
  - Modernization of heat-flow and pressure measurement systems
  - Modernization of the neutron measurement system
  - Modernization of the reactor protection system (RPS)
  - Modernization of the rod drivers system
- Ventilation system
  - Modernization of ventilation of isotope chambers and in the filter room
  - Modernization of the reactor building ventilation and carbon filters
- Dosimetry systems
  - Modernization of the fuel element leaks control system
  - Modernization of the dosimetry centre
  - Modernization of stations for quantity/quality dosimetry measurements
- Cooling system
  - Modernization of the reactor pool cooling system
  - Modernization of the recirculation system
  - Modernization of secondary circuit pipelines

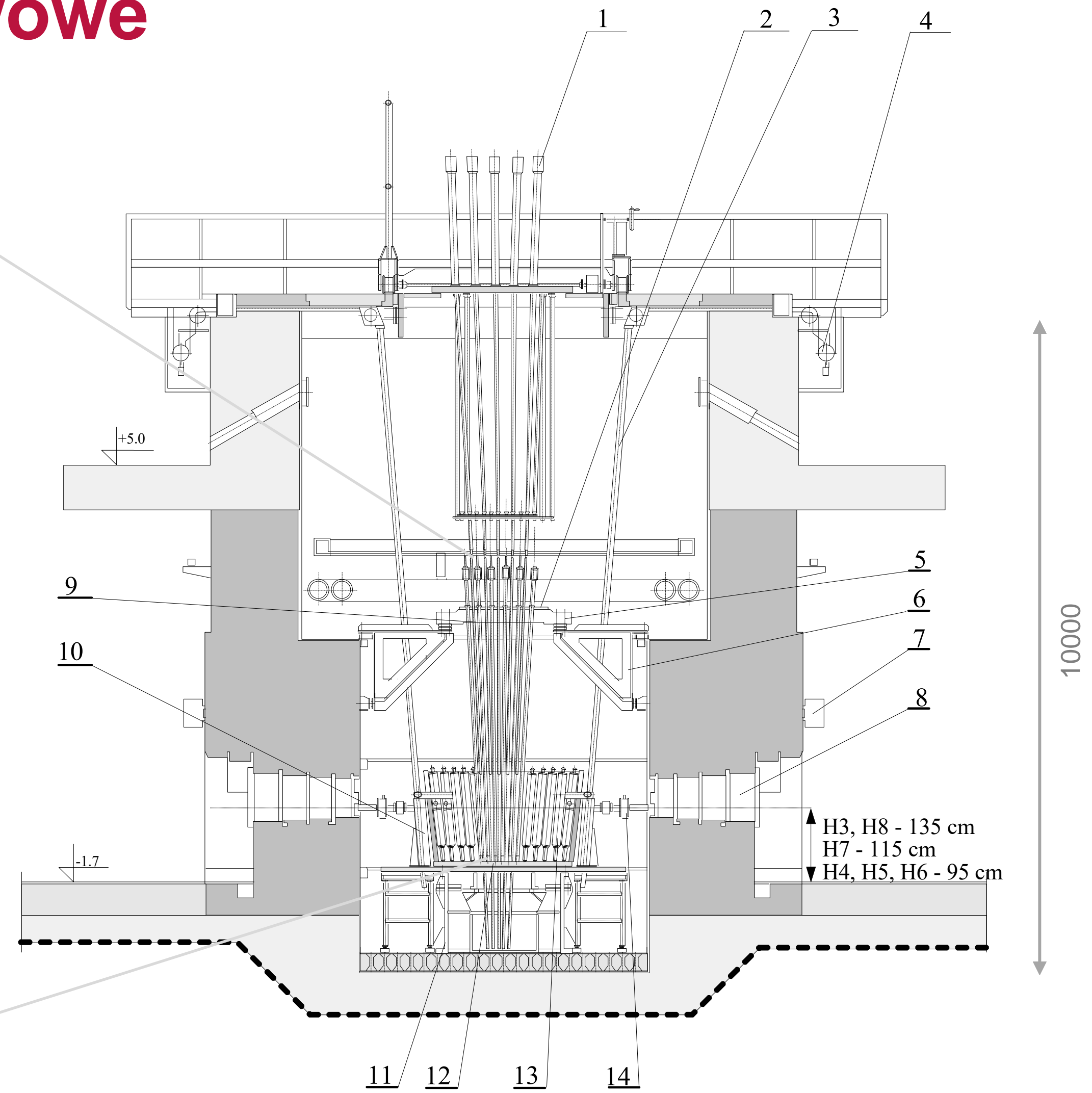
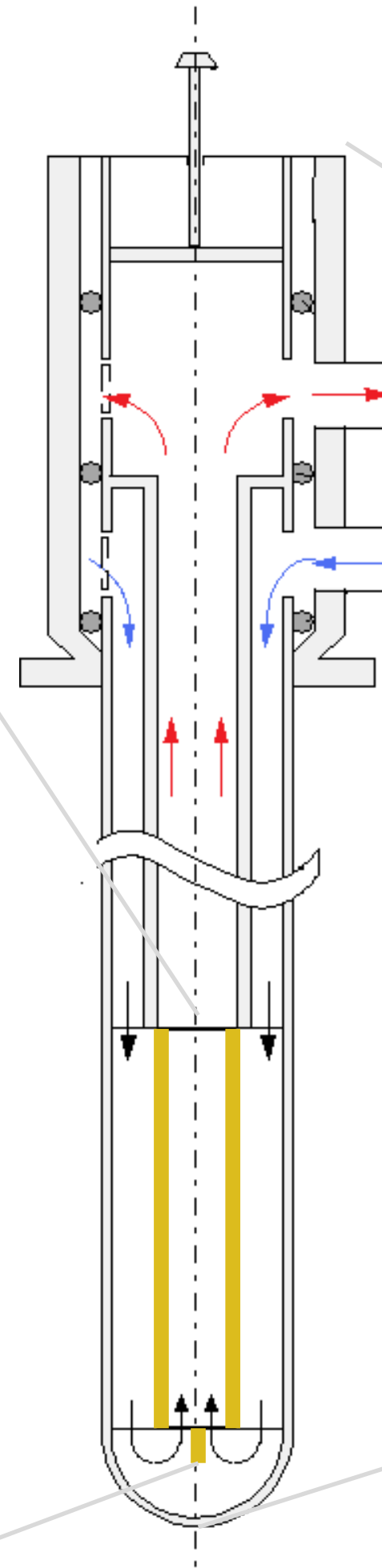
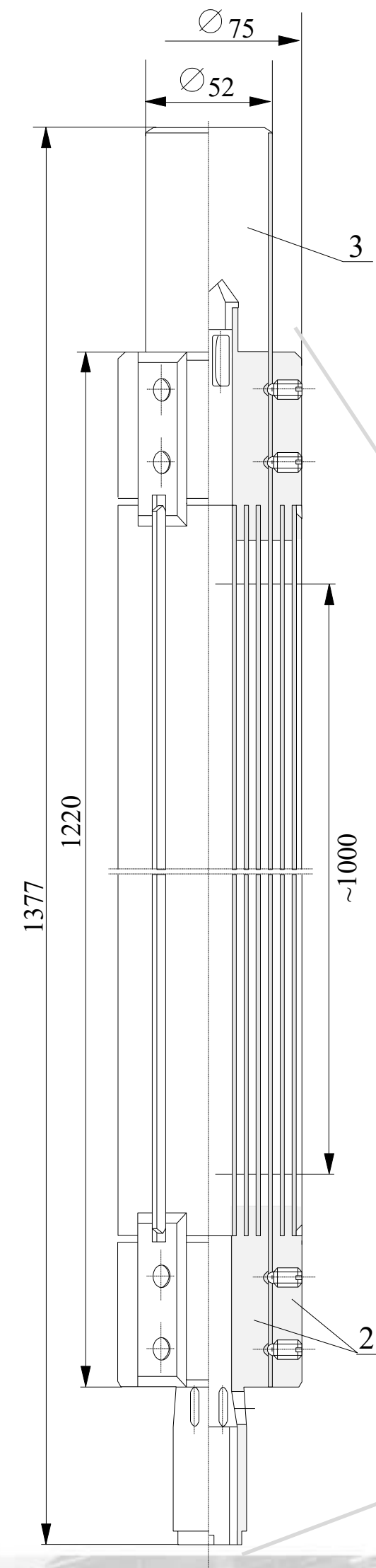
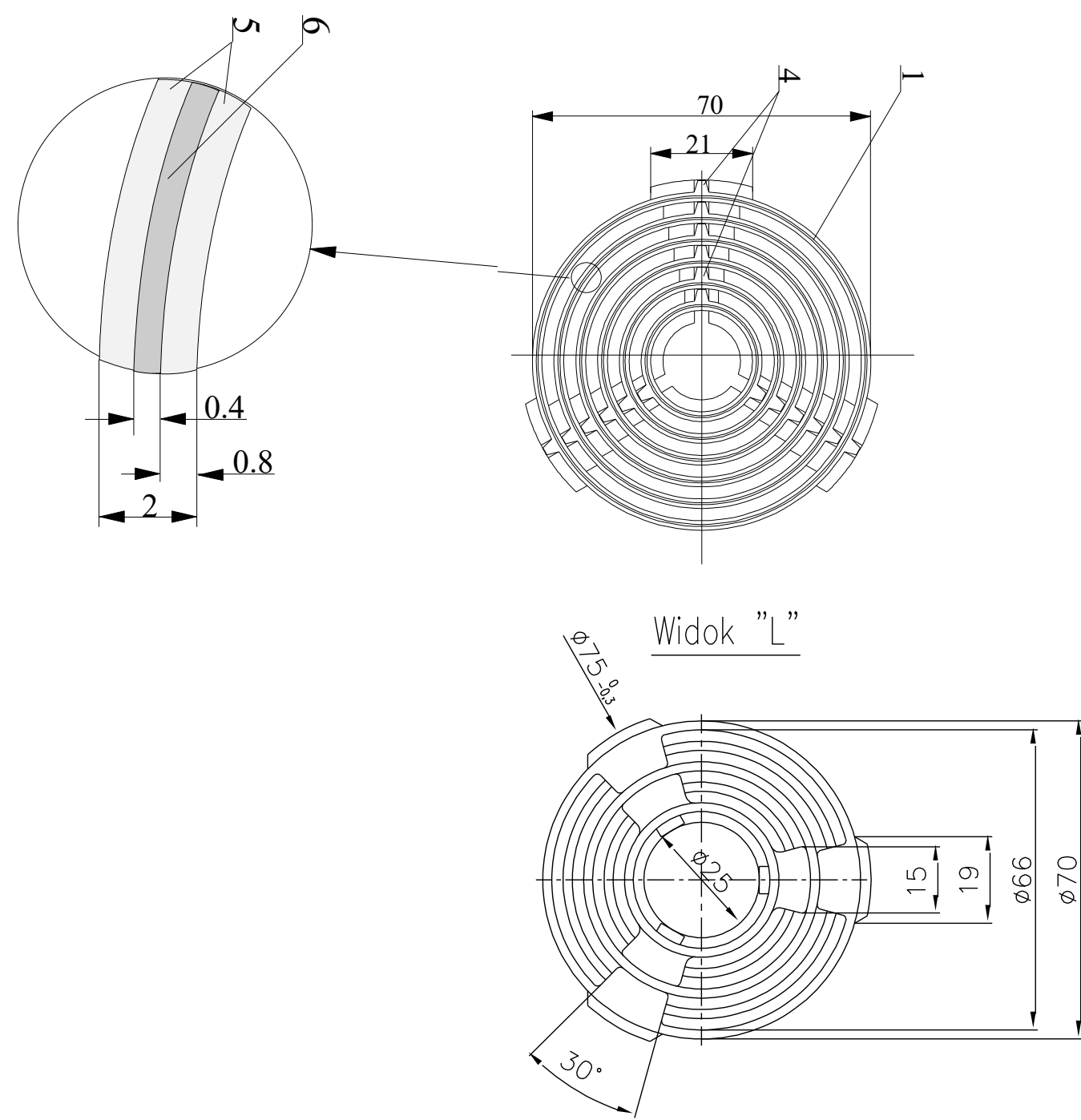


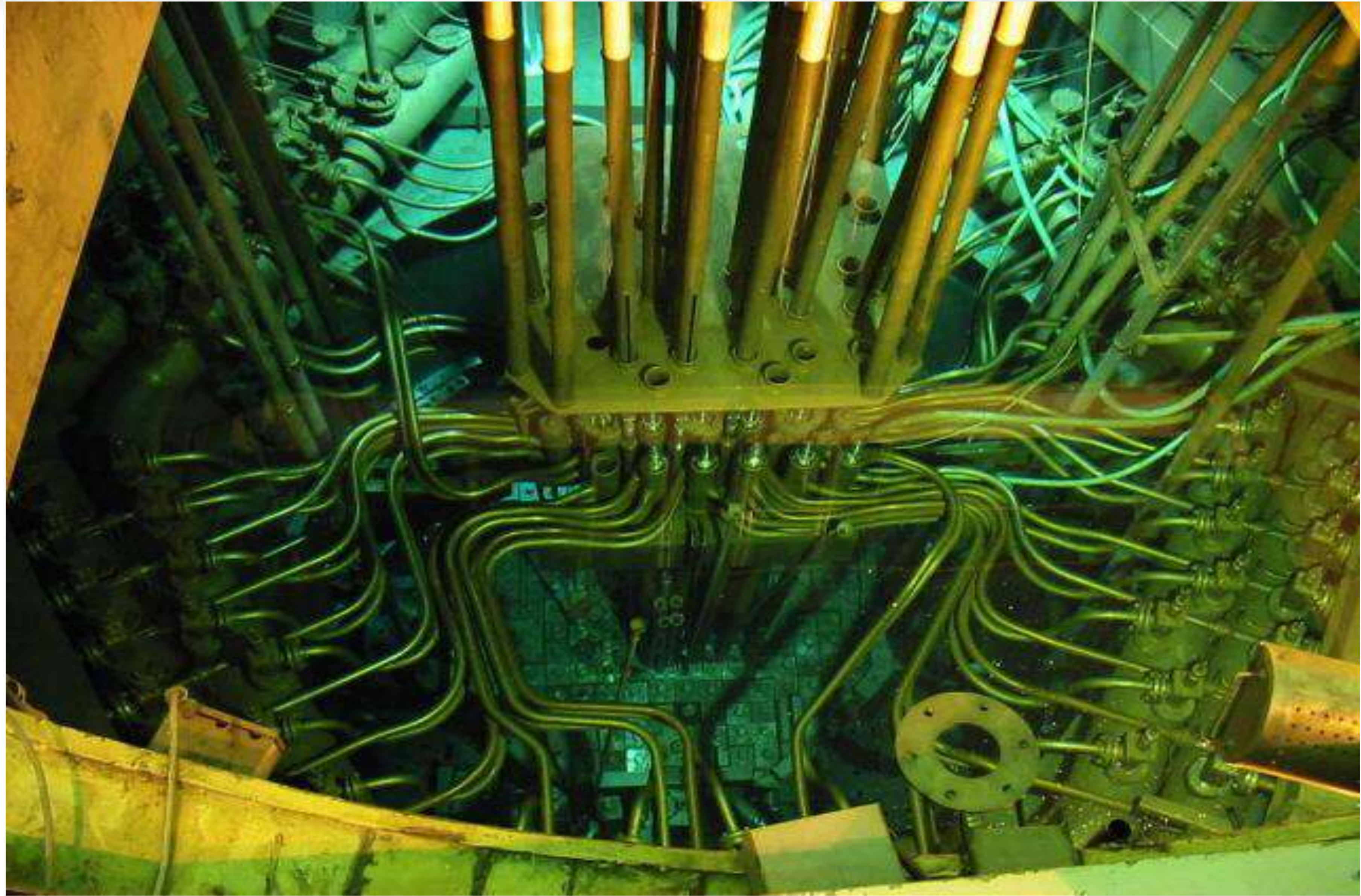
# Rdzeń reaktora MARIA



# Elementy paliwowe

- dyspersja  $\text{UO}_2$  lub  $\text{U}_3\text{Si}_2$  w Al
- 19,7%  $^{235}\text{U}$

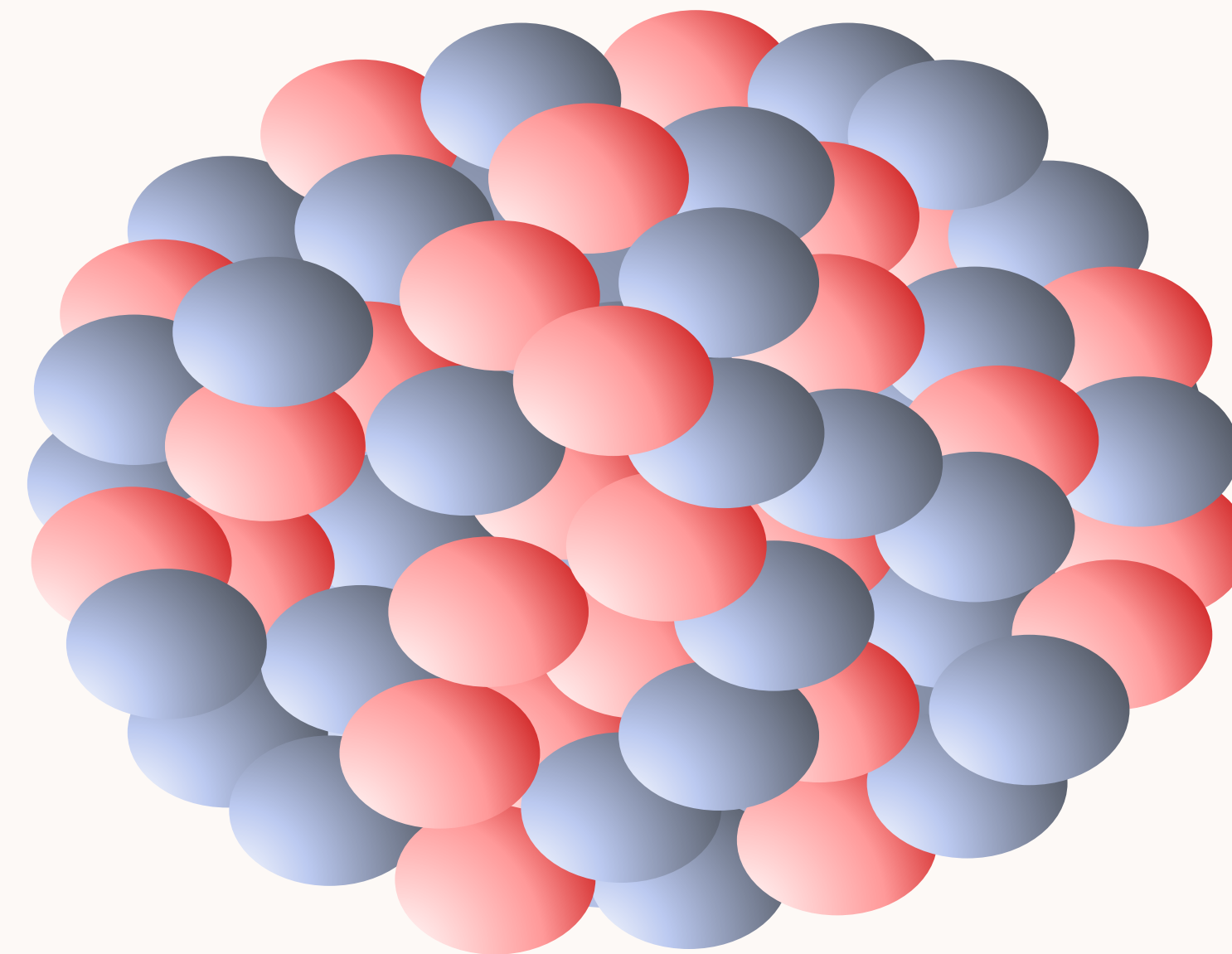






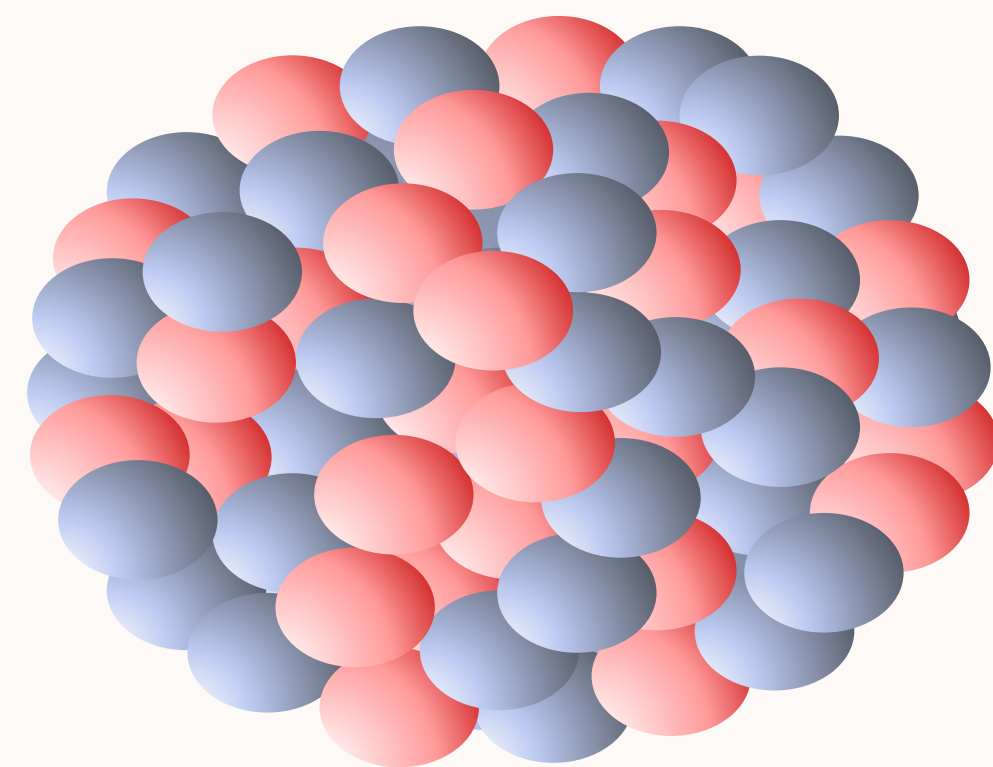


neutron



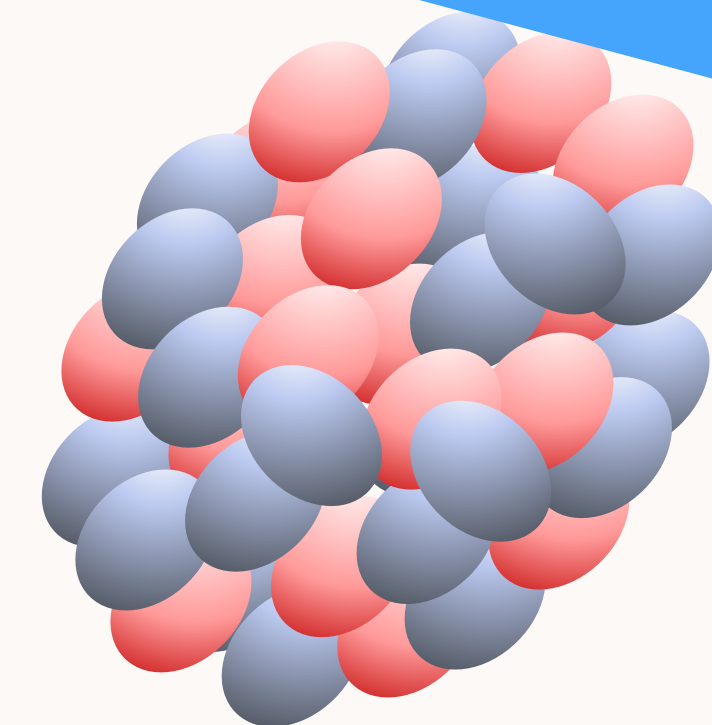
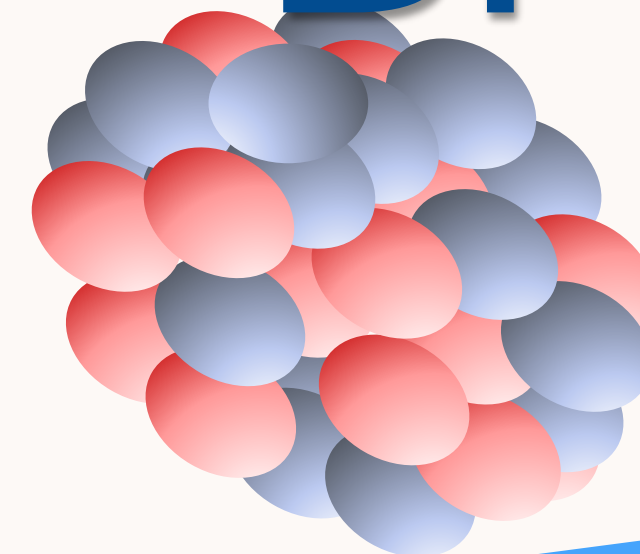
$^{235}\text{U}$

neutron

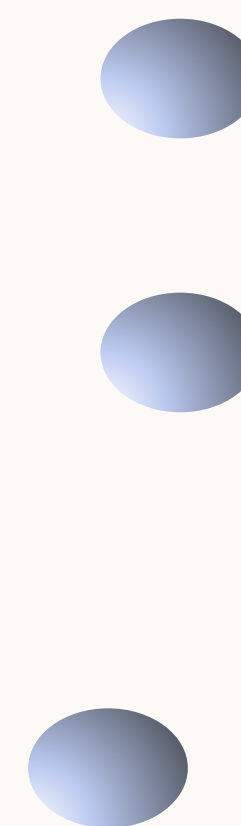


$^{235}\text{U}$

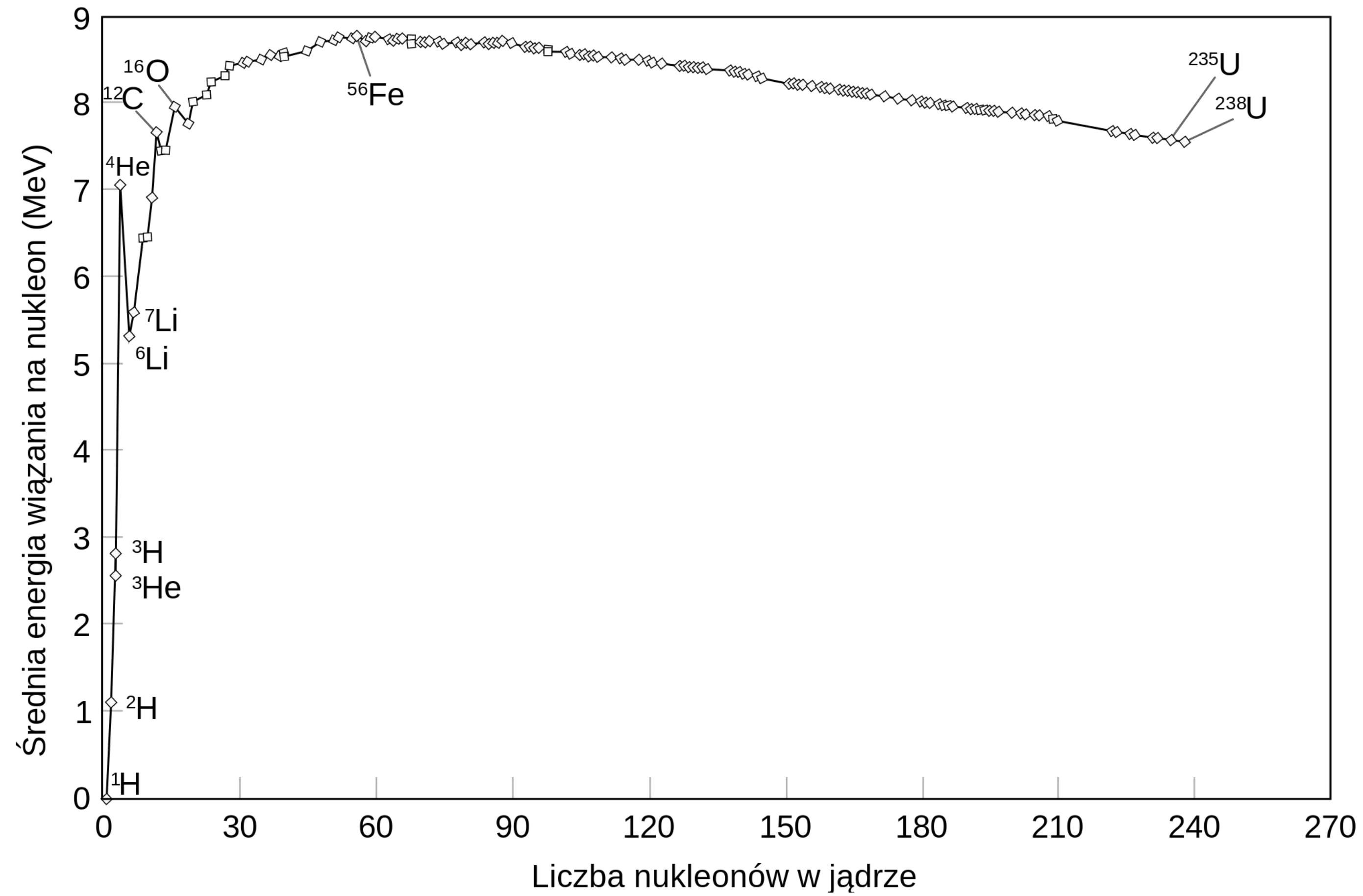
$^{87}\text{Br}$



$^{146}\text{La}$



# Energia wiązania jądra atomowego



## Skąd się wziął $^{235}\text{U}$ ?

- Szybki wychwyty neutronów – proces r
- Wybuchy supernowych, dyski akrecyjne czarnych dziur, zderzenia gwiazd neutronowych
- Początkowa proporcja  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  – 1,6
- Okres połowicznego zaniku:  $^{235}\text{U}$  –  $0,704 \cdot 10^9$  lat,  $^{238}\text{U}$  –  $4,468 \cdot 10^9$  lat
- Obecna proporcja  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$  – 0,00723
- „Nasz” uran powstał ok. 6,6 mld lat temu

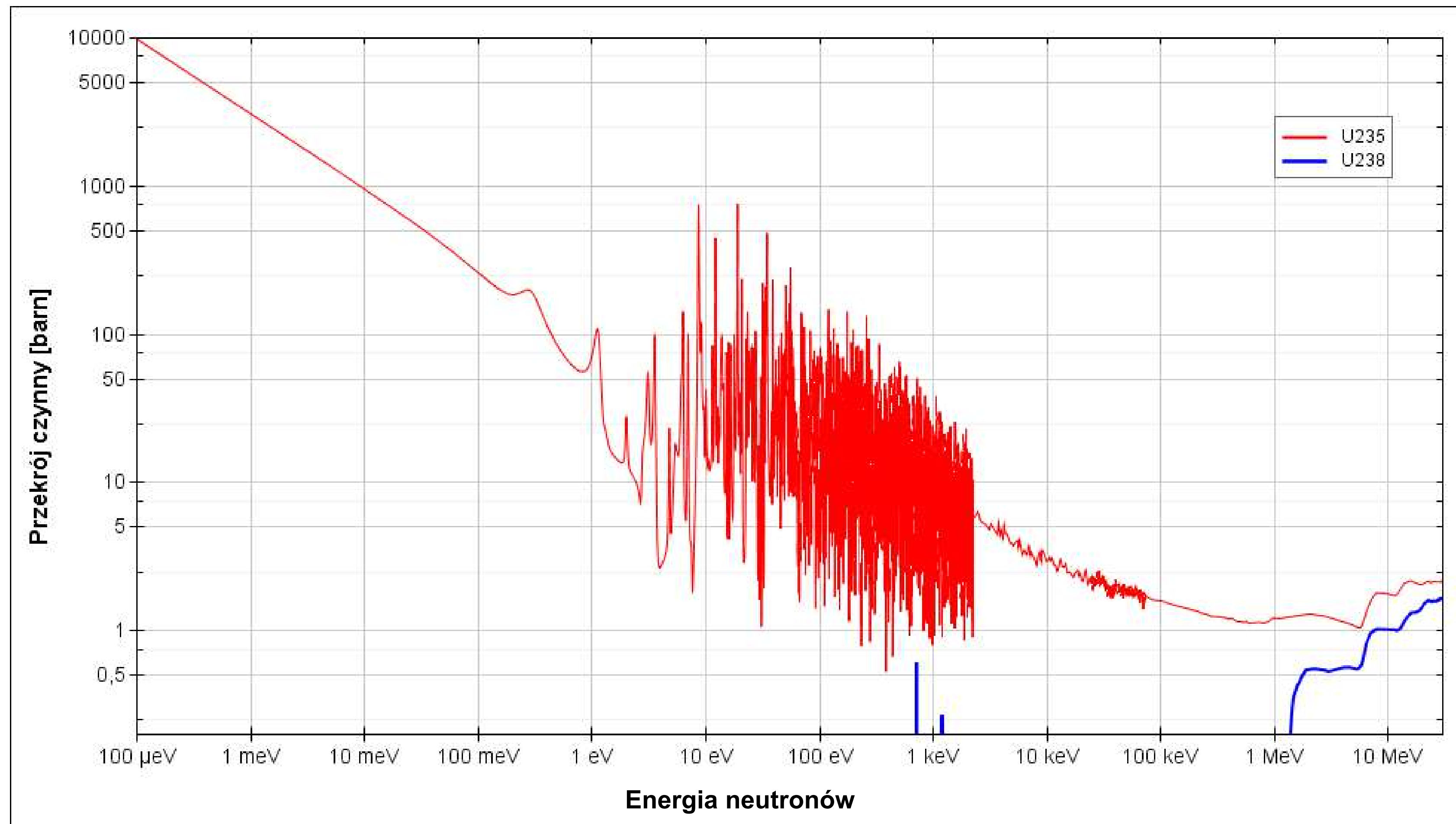
# Występowanie uranu i toru w przyrodzie

- Uranu i toru jest w skorupie ziemskiej więcej niż cyny, molibdenu, wolframu i wielu innych pierwiastków
- Ciepło radiogeniczne generowane w rozpadach  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  i  $^{232}\text{Th}$  oraz  $^{40}\text{K}$  stanowi ~70% ciepła wytwarzanego przez Ziemię. Bez tego ciepła życie w obecnej formie nie mogłoby się rozwinąć.
- W typowej glebie na obszarze o powierzchni 10000 m<sup>2</sup> i głębokości 30 cm znajduje się 8,5 kg uranu i 44 kg toru

# Naturalne reaktory – Oklo w Gabonie

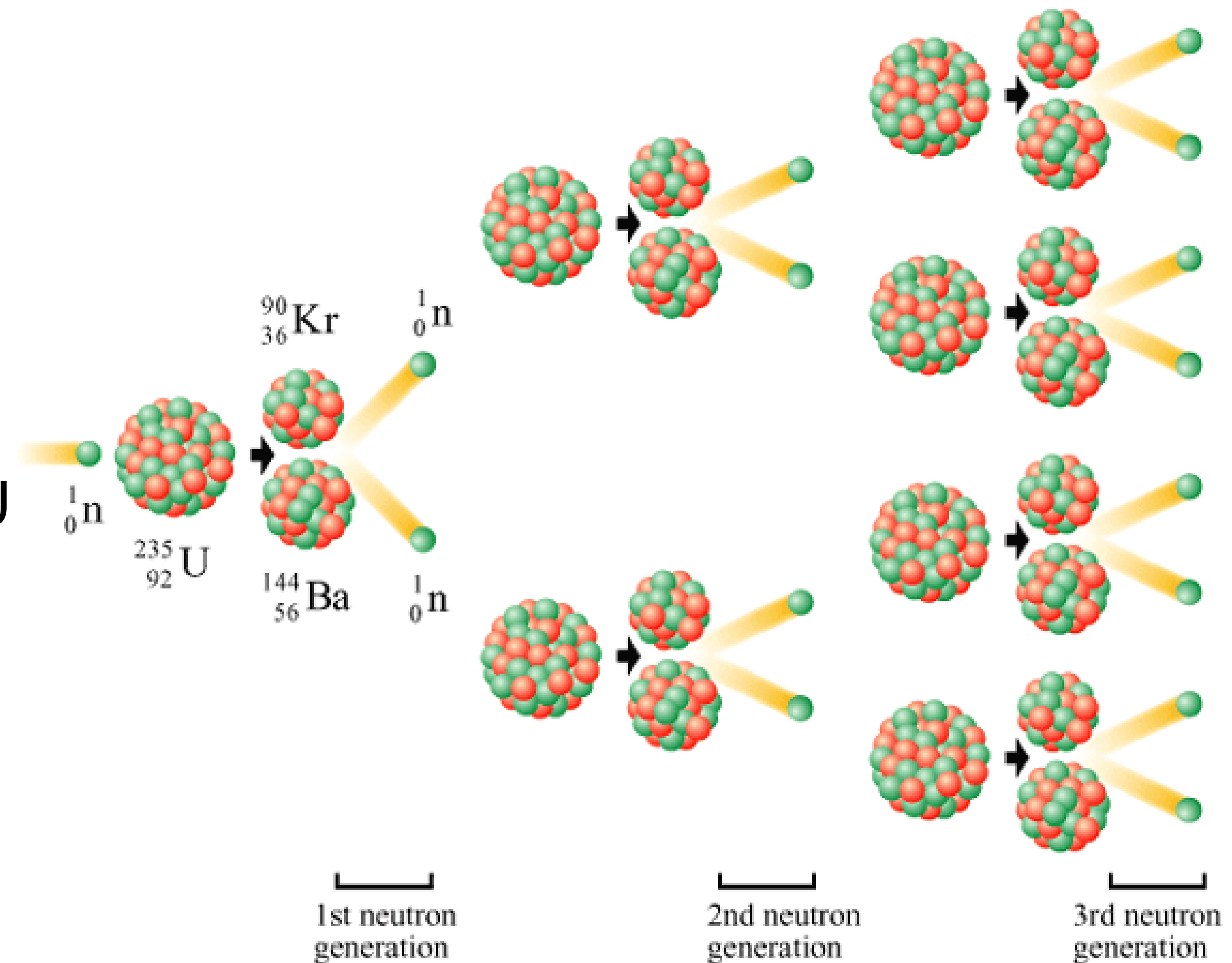
- 1,74 mld lat temu
- Lokalizacja – warstwy osadowe
- Wzbogacenie w  $^{235}\text{U}$  w tym czasie ok. 3% (obecnie 0,72%)
- Aktualna zawartość  $^{235}\text{U}$  – 0,44%
- 16 indywidualnych stref reaktorowych
- Moc każdego „reaktora” – średnio 100 kW
- Okres pracy – około  $10^5$  lat
- Możliwe istnienie innych reaktorów naturalnych (np. w Colorado Plateau, USA - niższa zawartość  $^{235}\text{U}$ )

# Przekrój czynny na rozszczepienie



# Reakcja łańcuchowa i neutrony rozszczepieniowe

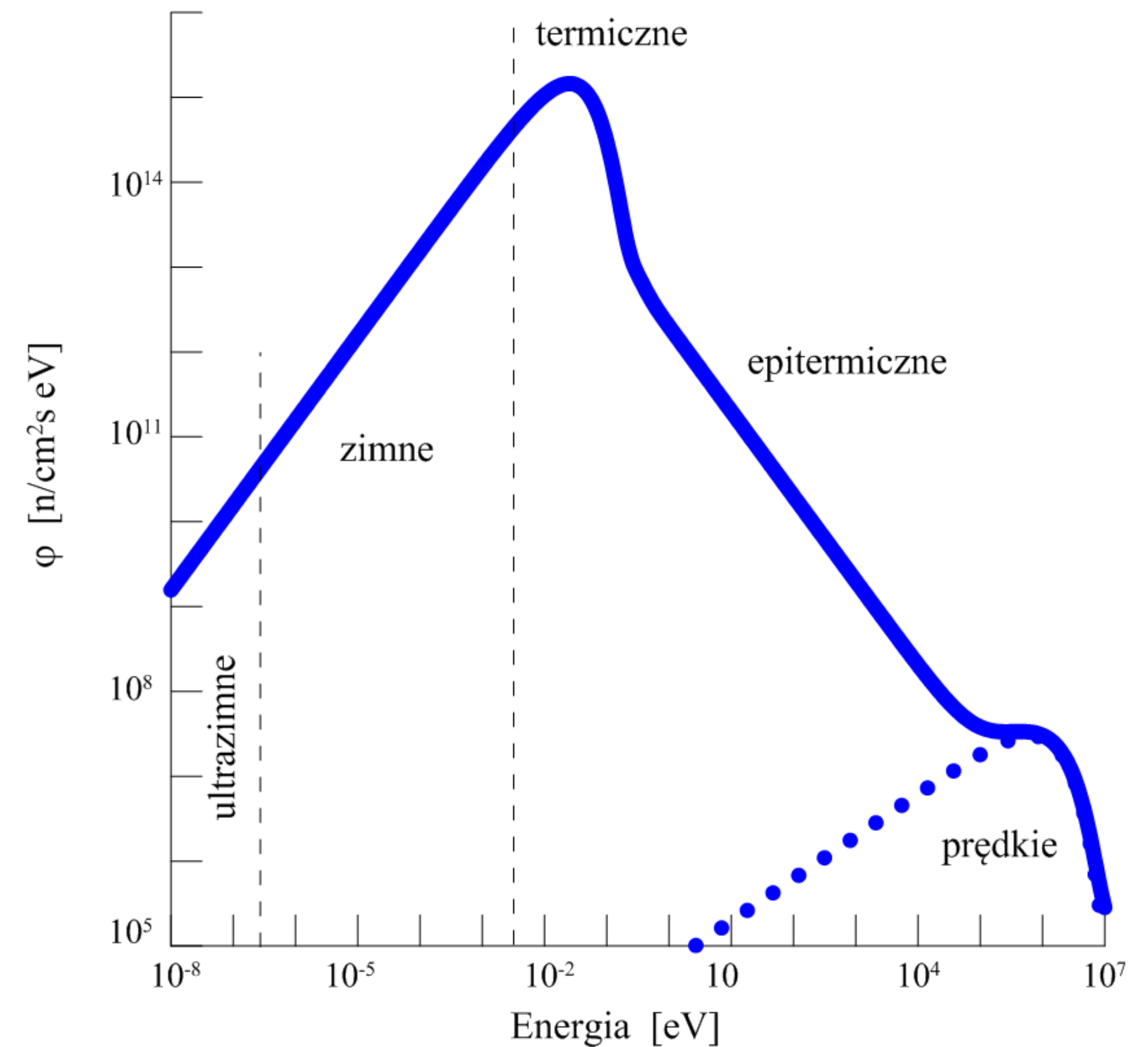
- Rozszczepienie trwa ok.  $10^{-14}$  sek. i w tym czasie powstają neutrony natychmiastowe
- Liczba neutronów natychmiastowych  $\nu = 2,43$  na jedno rozszczepienie  $^{235}\text{U}$  neutronem termicznym
- Liczba neutronów natychmiastowych zależy od rozszczepianego jądra i energii padającego neutronu





# Reaktor badawczy – fabryka neutronów

- Neutrony termiczne:  $10^{-2} - 10^0$  eV
- Neutrony epitermiczne:  $10^1 - 10^4$  eV
- Neutrony prężkie: śr. 1 – 2 MeV
- Reaktor MARIA 30 MW:  
generacja  $10^{17}$  prężkich neutr./sek.  
liczna neutronów w rdzeniu  $\sim 10^{15}$



# MARIA dla Polski

## Nauka

Fizyka jądrowa  
Fizyka materiałowa  
Radiobiologia

## Gospodarka

Materiały nowej generacji  
Badania i rozwój  
Energetyka jądrowa  
Nowe technologie reaktorowe



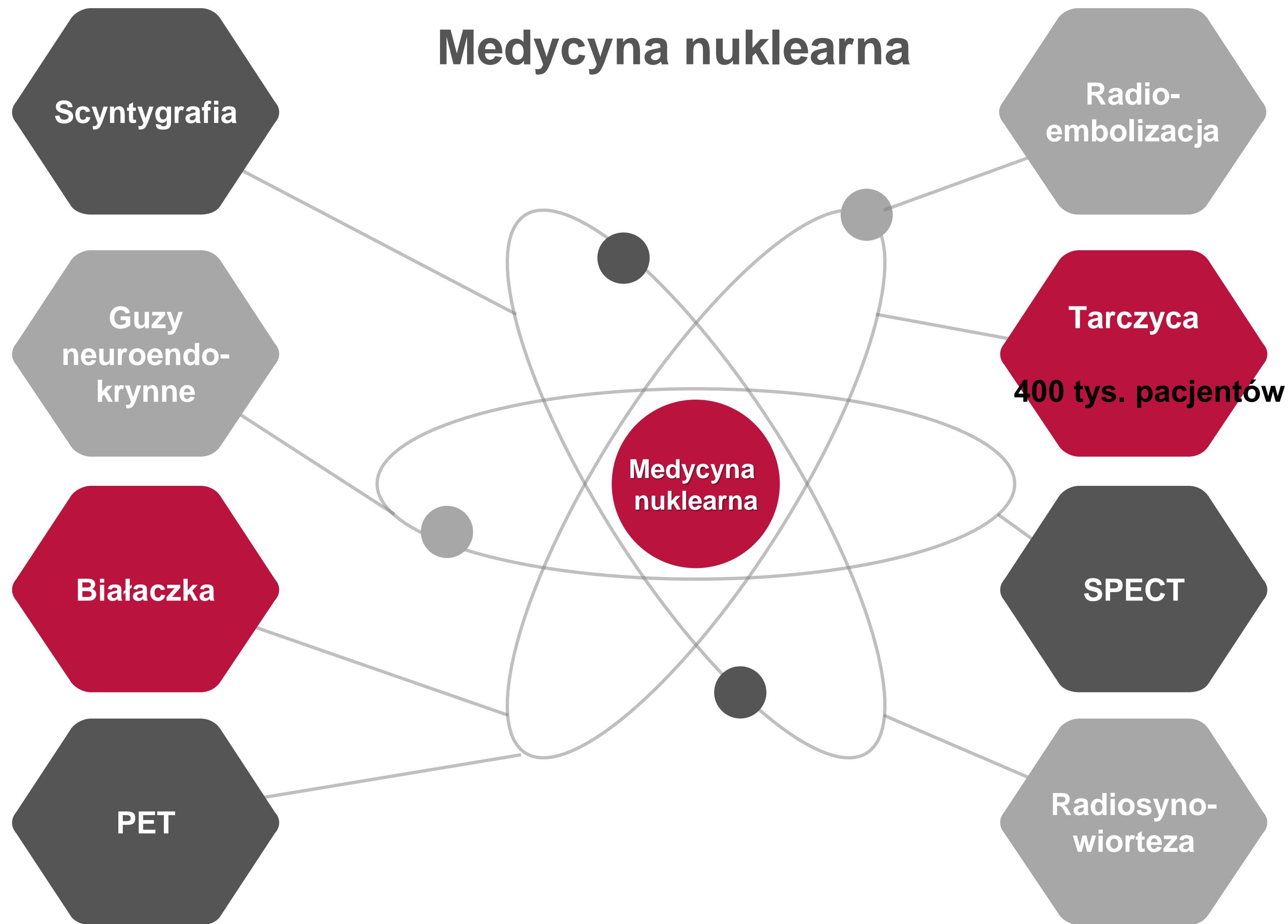
## Państwo

Zaplecze eksperckie  
Szkolenie w zakresie  
medycyny nuklearnej,  
energetyki jądrowej

## Medycyna

Radiofarmaceutyki  
Onkologia

# Medycyna nuklearna

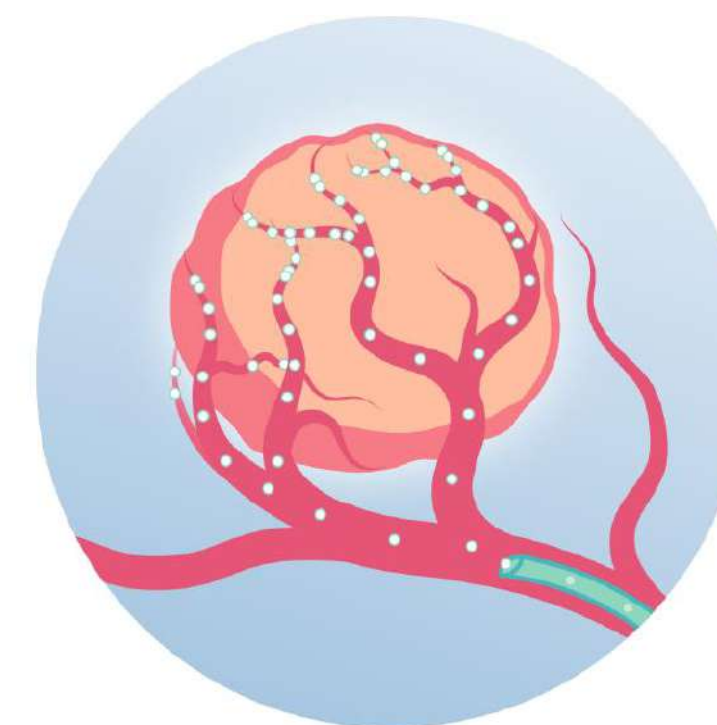
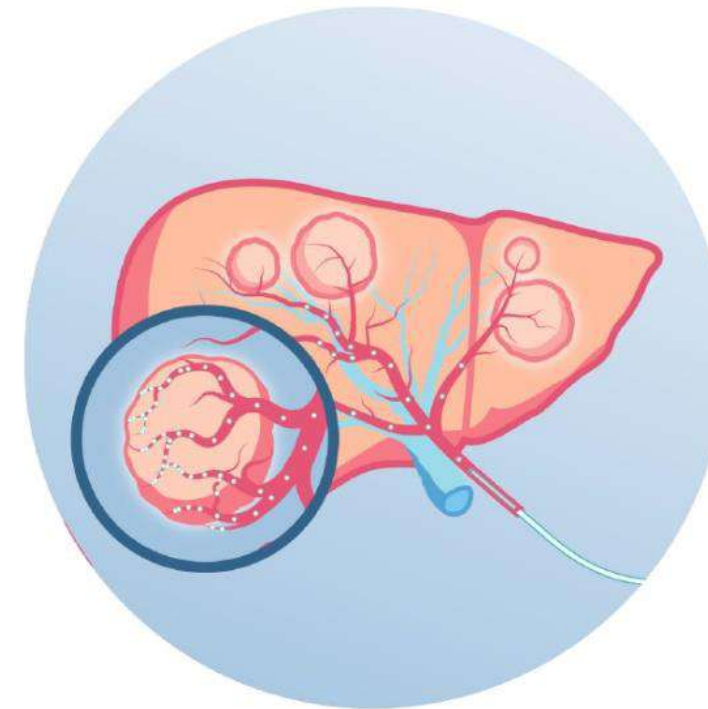
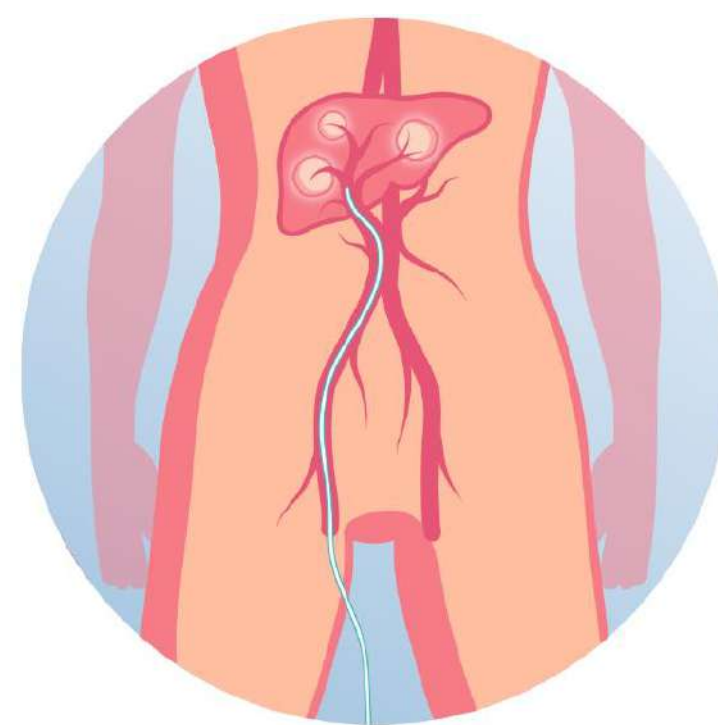
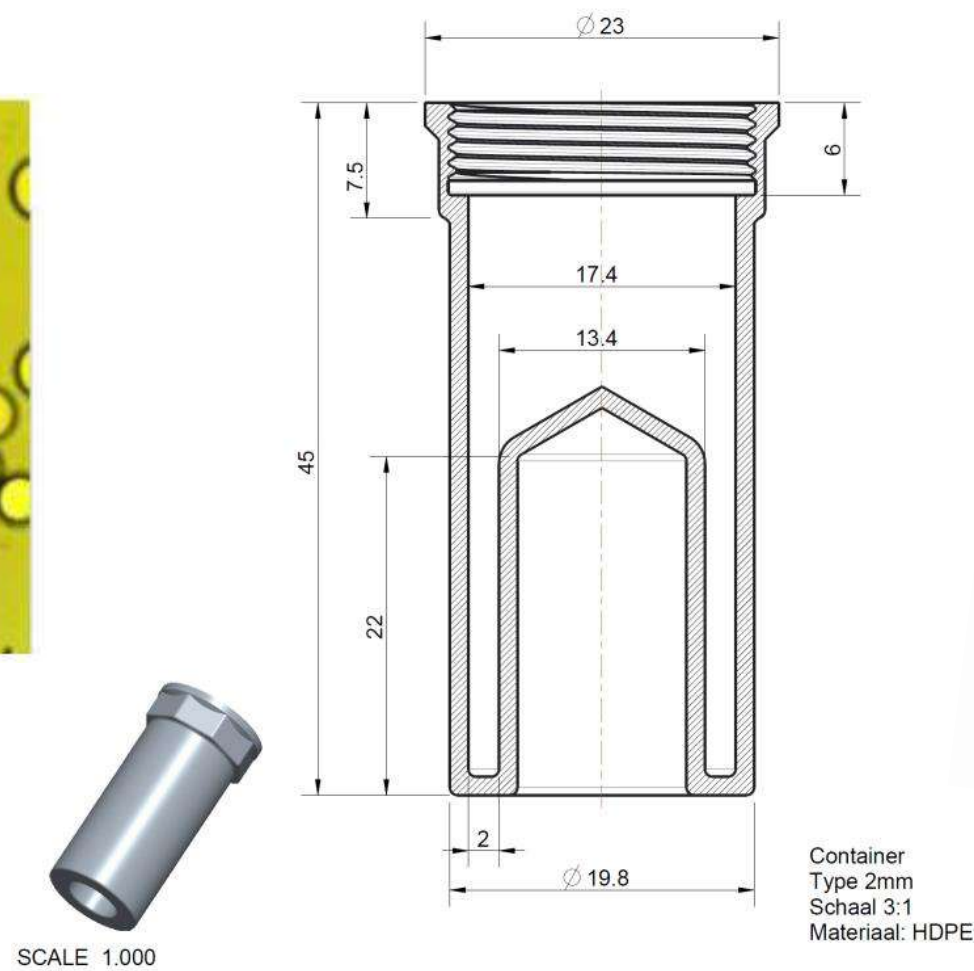
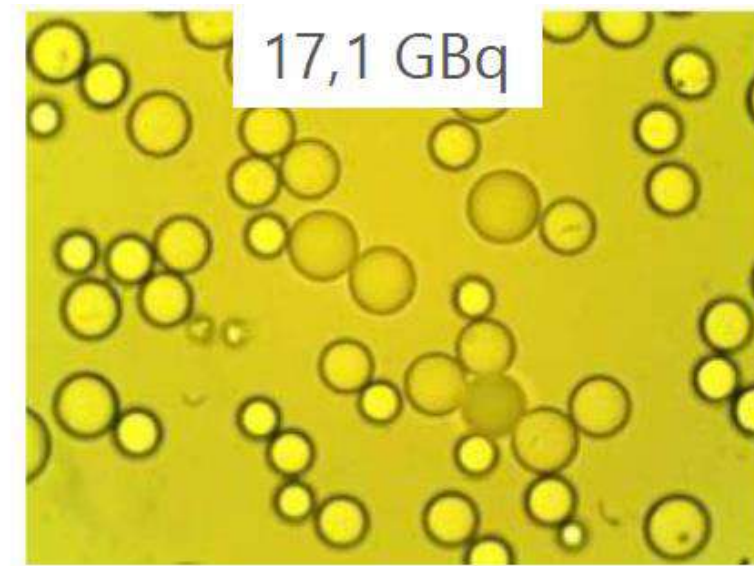
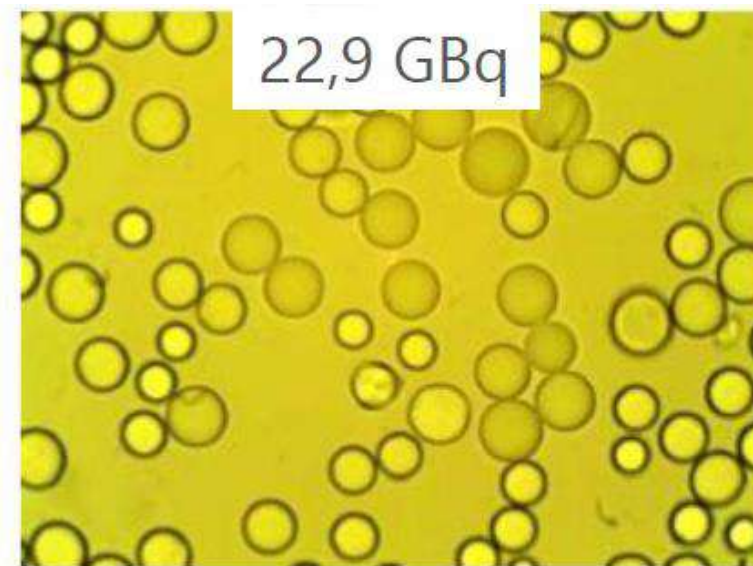
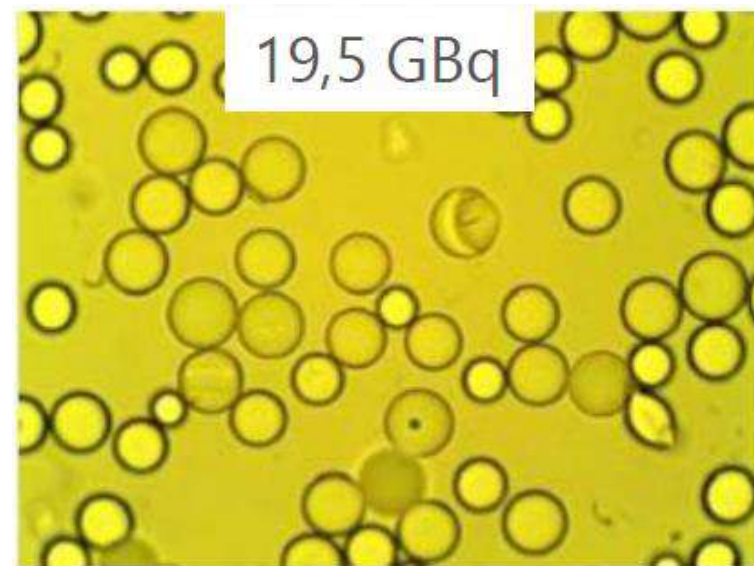


**NCBJ: mikrosfery z reaktora MARIA - dla chorych na raka wątroby**

**NCBJ: dodatkowe moce "Marii" zapewniają ciągłość diagnostyki nowotworów**

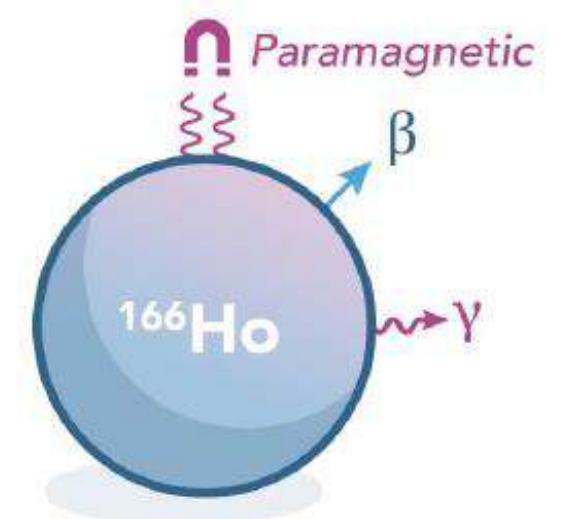


# Polilaktydowe mikrosfery z Ho-166



$$T_{1/2} = 27 \text{ h}$$

$$E_{\beta\text{max}} = 1.85 \text{ MeV}$$

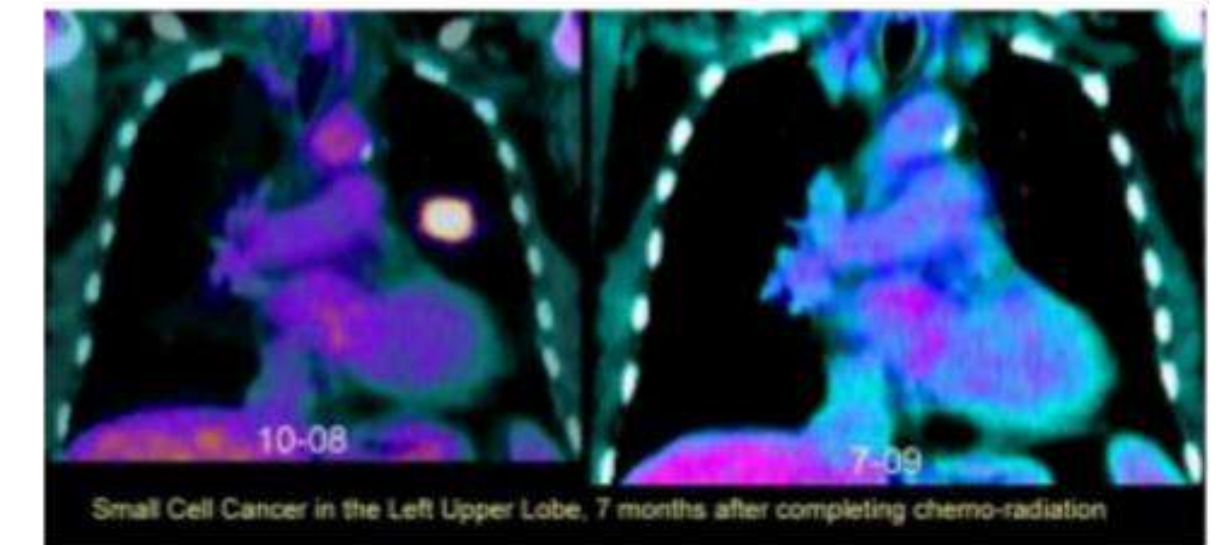
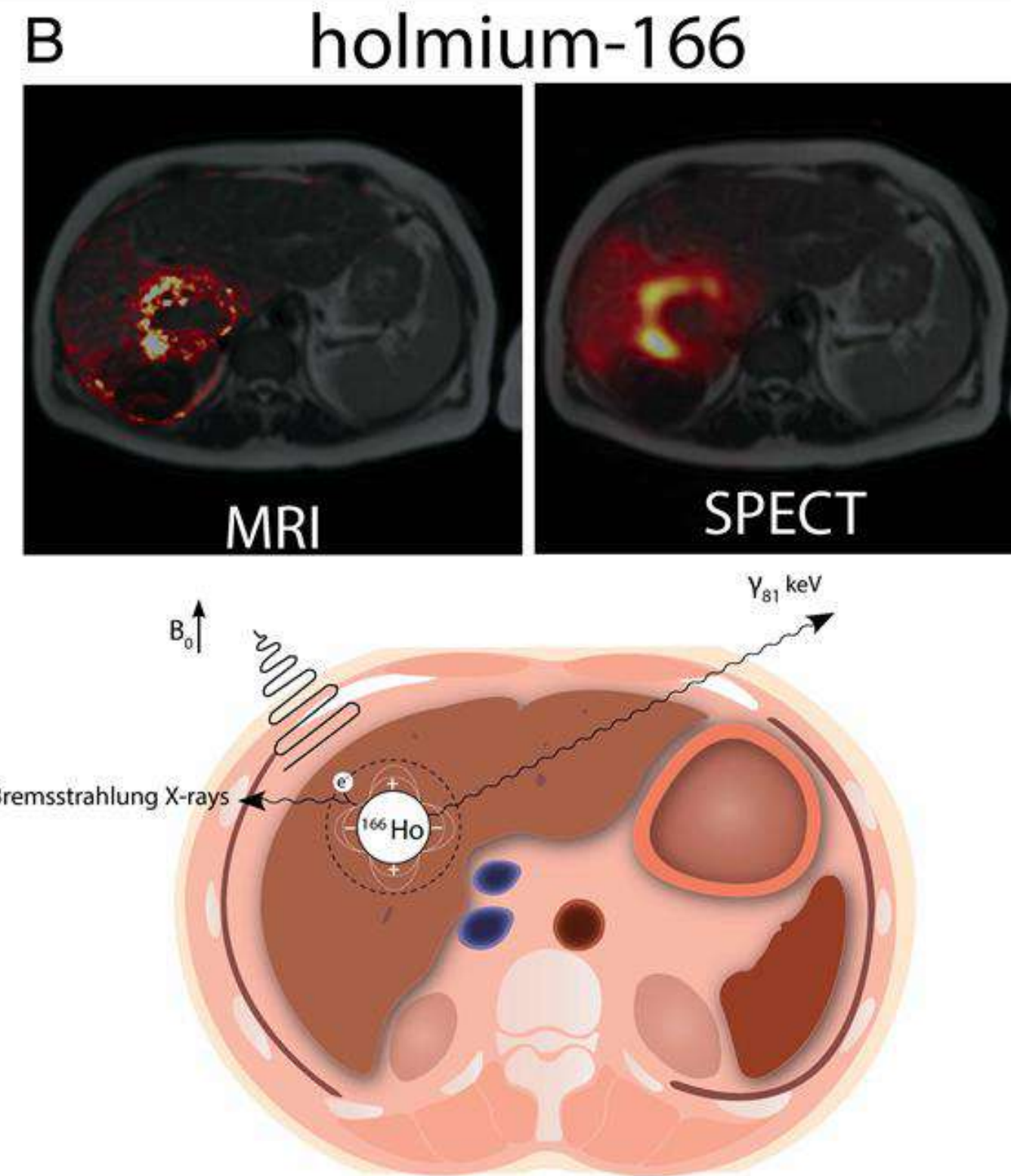
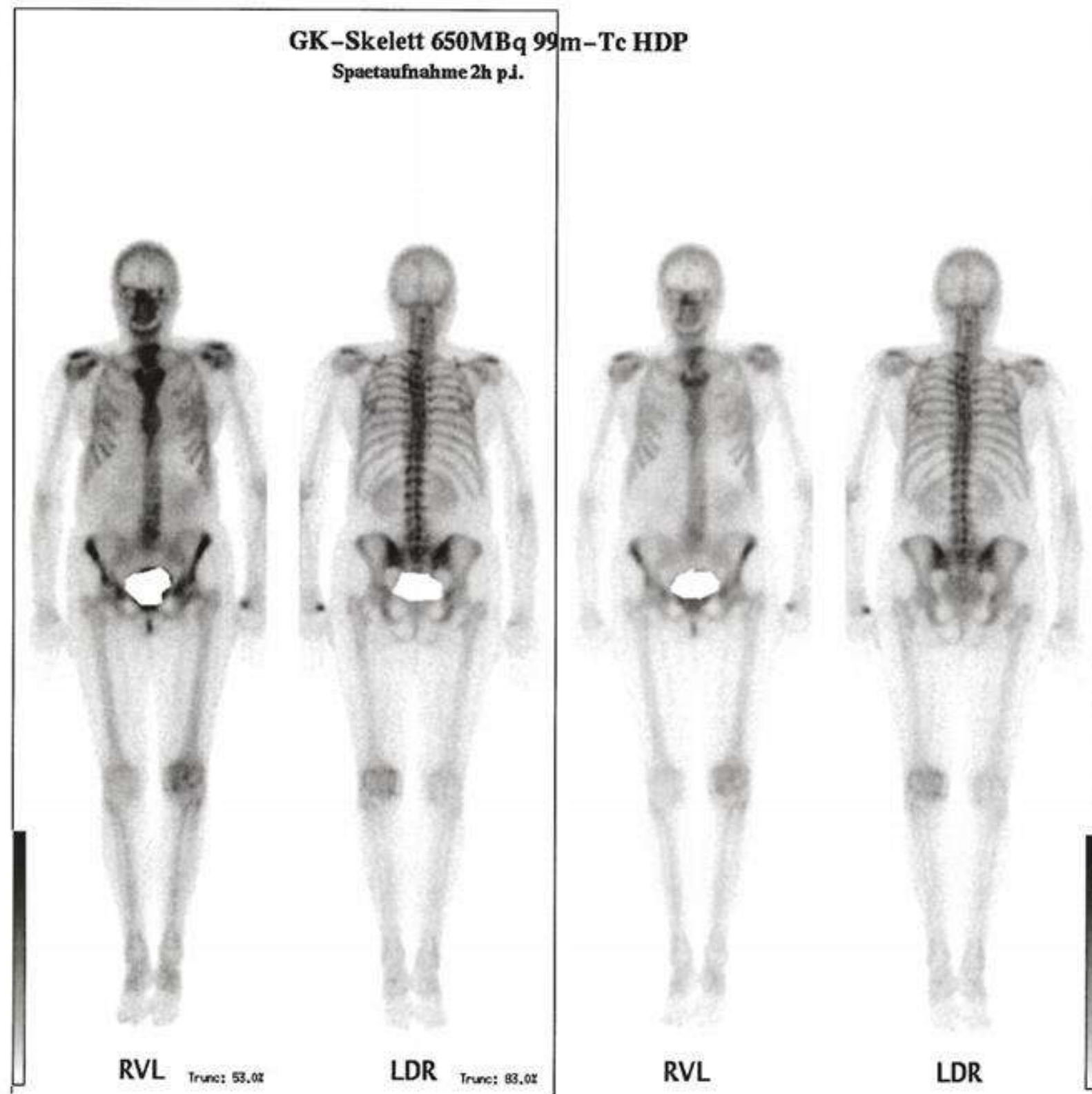


Holmium-based microspheres



# Medycyna nuklearna

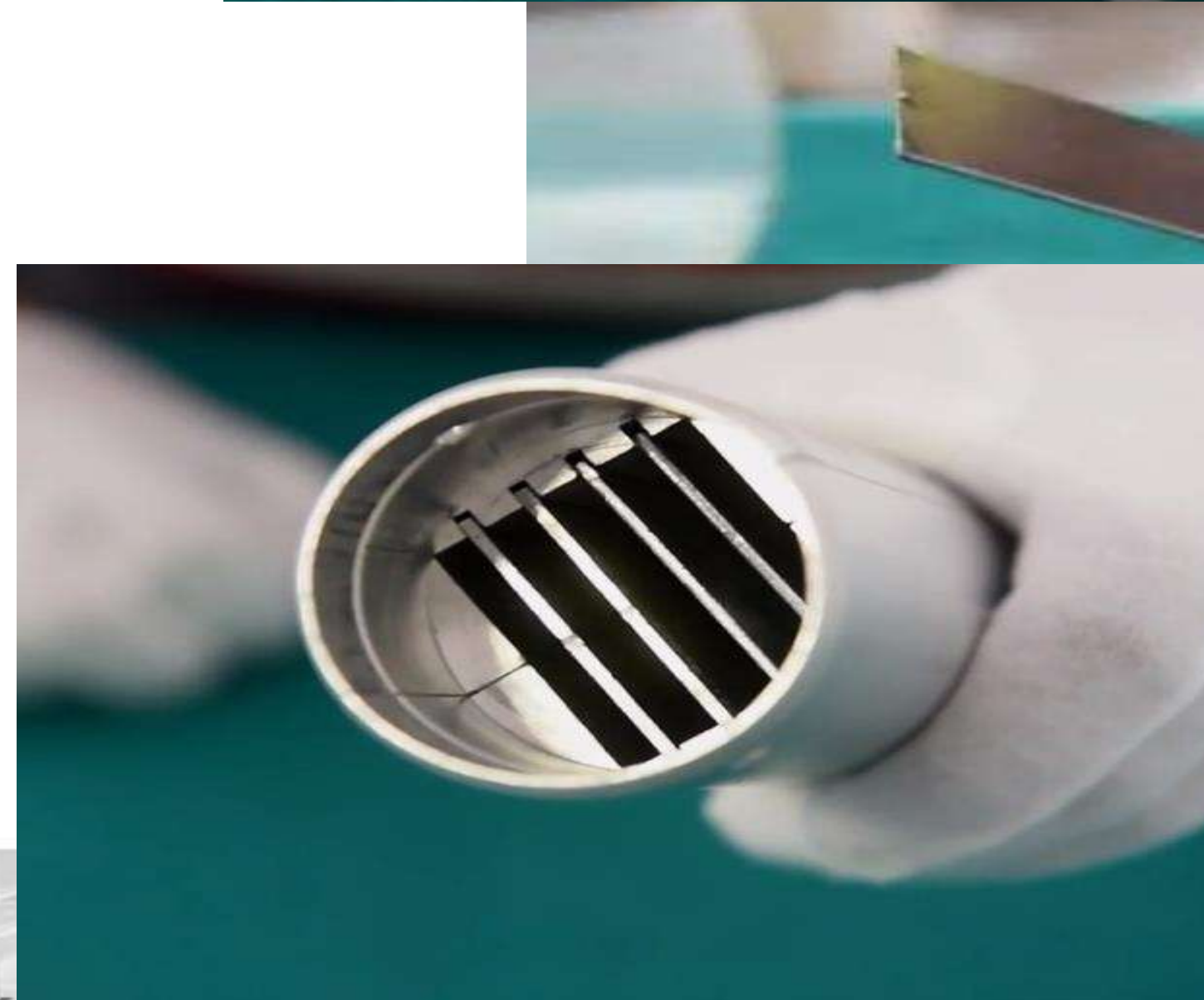
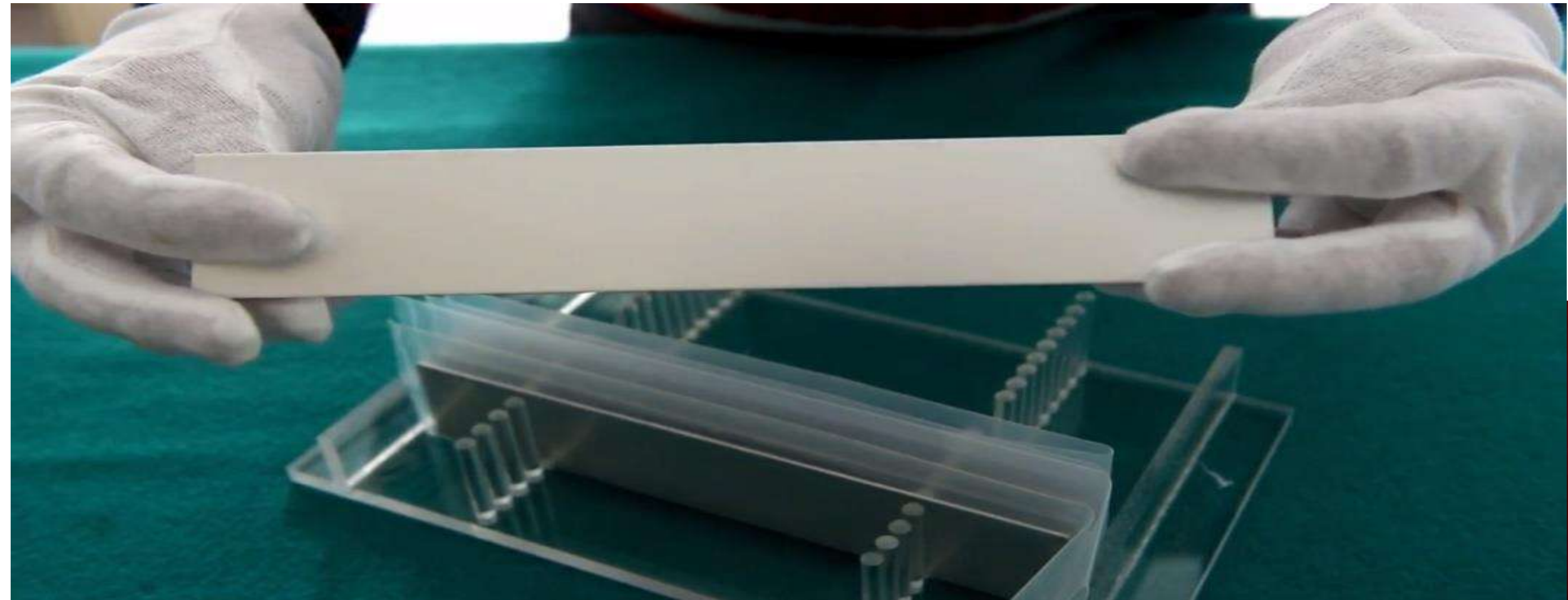
fol. angiofellow.com



fol. Robert J Miller, Radiation for Lung Cancer

# Produkcja Mo-99

- Najbardziej powszechny radioizotop w diagnostyce
- 2010 – opracowanie technologii
- Mo-99 aktywność na koniec naświetlania: 6000 - 8000 [Ci]
- Jeden z 4 reaktorów w Europie produkujących Mo-99



Komory gorące 131I

131I



Komory gorące 90Y i 177Lu

90Y i 177Lu



Eksport do 80 krajów świata  
~100% polskiego rynku (z wyjątkiem PET)

17 mln pacjentów

**Radiofarmaceutyki dopuszczenie do obrotu jako produkty lecznicze**

**Certyfikowany system zapewnienia jakości:**

**ISO: PN-EN ISO 9001:2015-10**



Linia generatorów <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc



Linia produkcyjna roztworów iniekcyjnych <sup>131</sup>I-Hipuran, <sup>131</sup>I-MIBG



>30%

I-131



6-18%

Mo-99

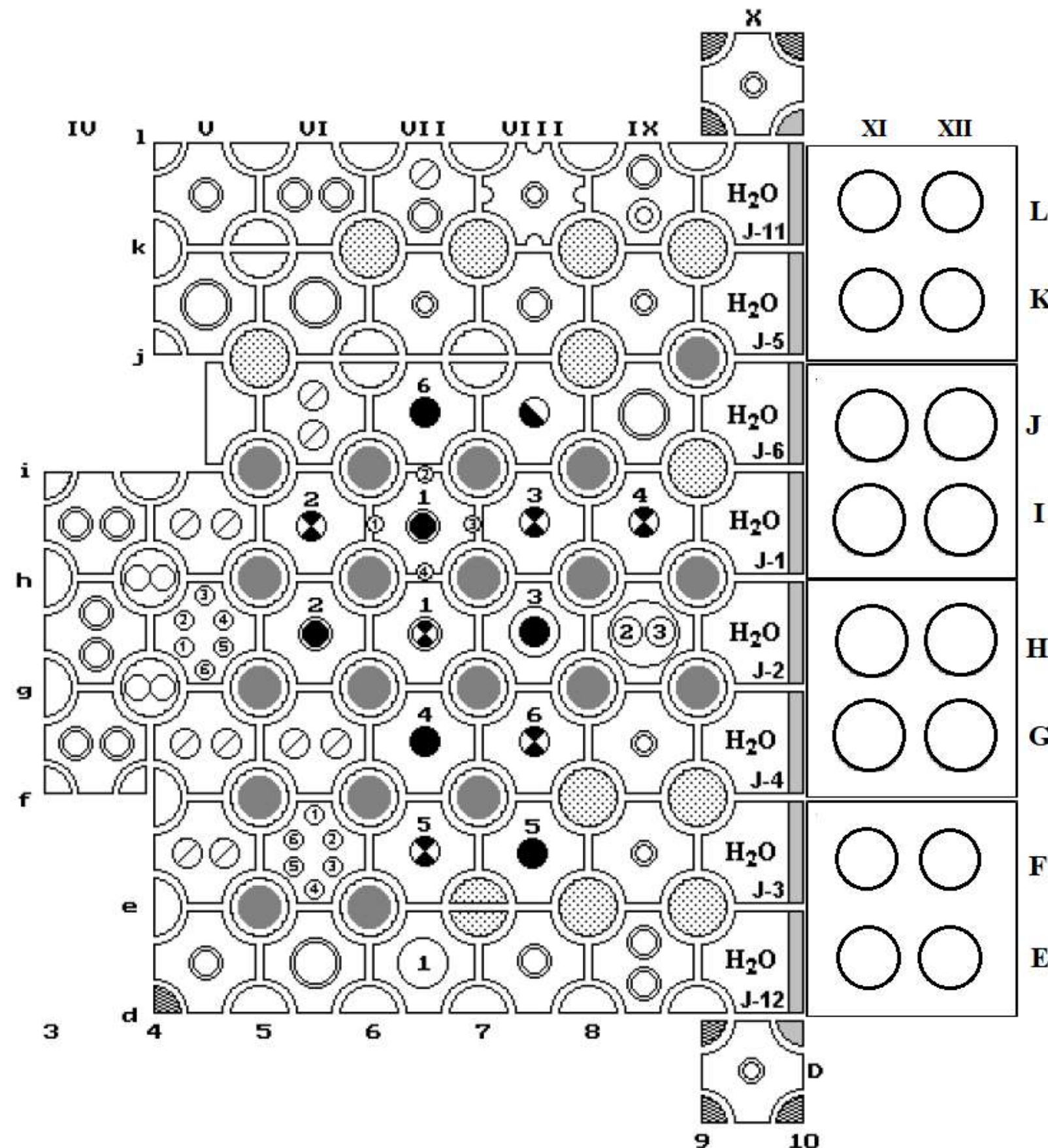
# WE ARE ALL OVER THE WORLD





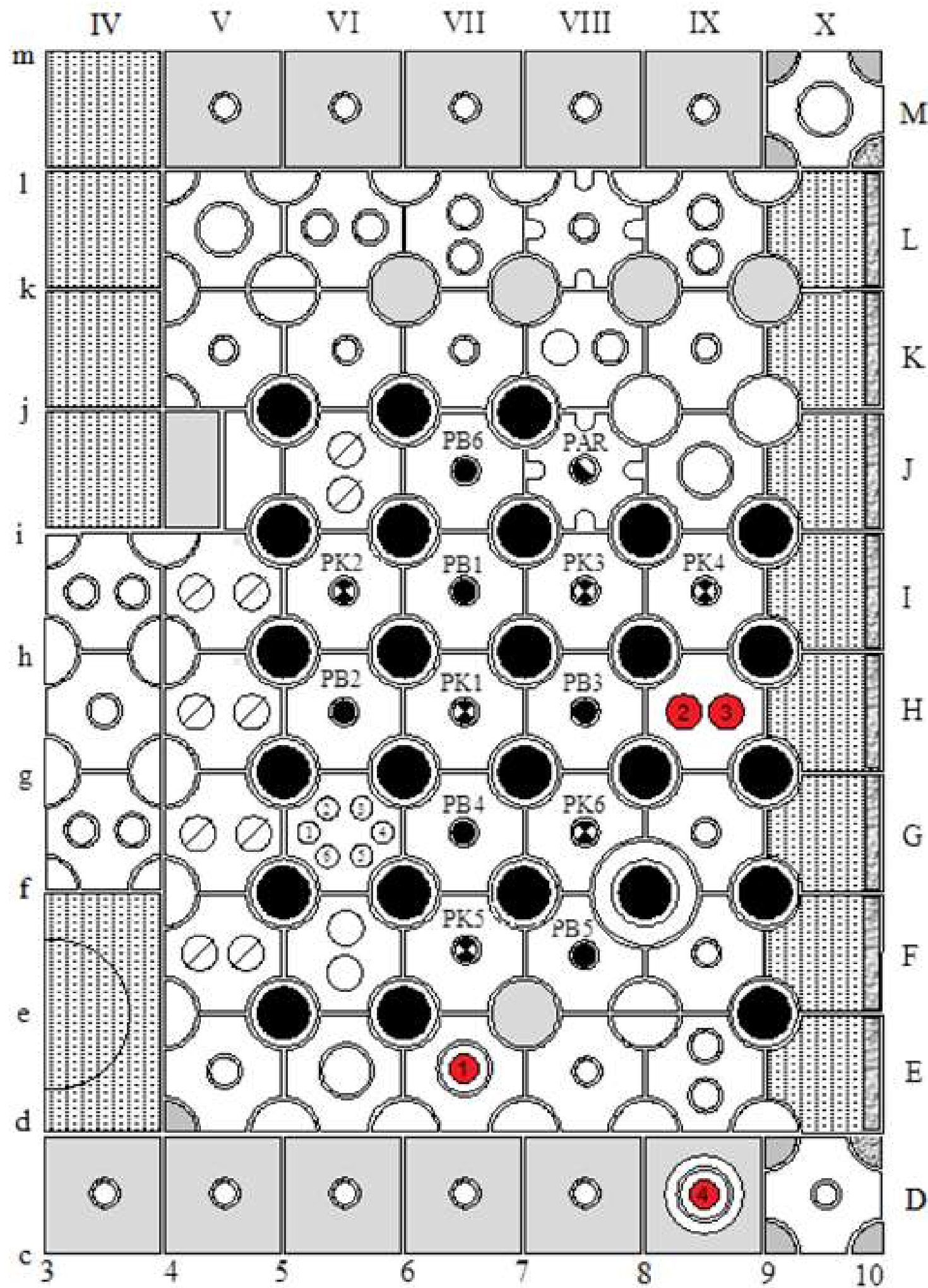
# Napromienianie neutronowe

- Kanały rdzeniowe do napromieniania neutronami termicznymi
  - Strumień neutronów termicznych do  $3 \cdot 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
  - Strumień neutronów prędkich (Watt spc.) do  $3 \cdot 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
  - Zasobniki 25m ( $\text{Ø}25 \text{ mm}$ , aluminiowe)
  - 22 kanały do napromieniania, do 8 zasobników w każdym.



Główny cel – Produkcja radioizotopów –  
napromienianie dużych tarcz (I-131, P-32)  
Napromienianie w pełnych cyklach pracy  
reaktora.

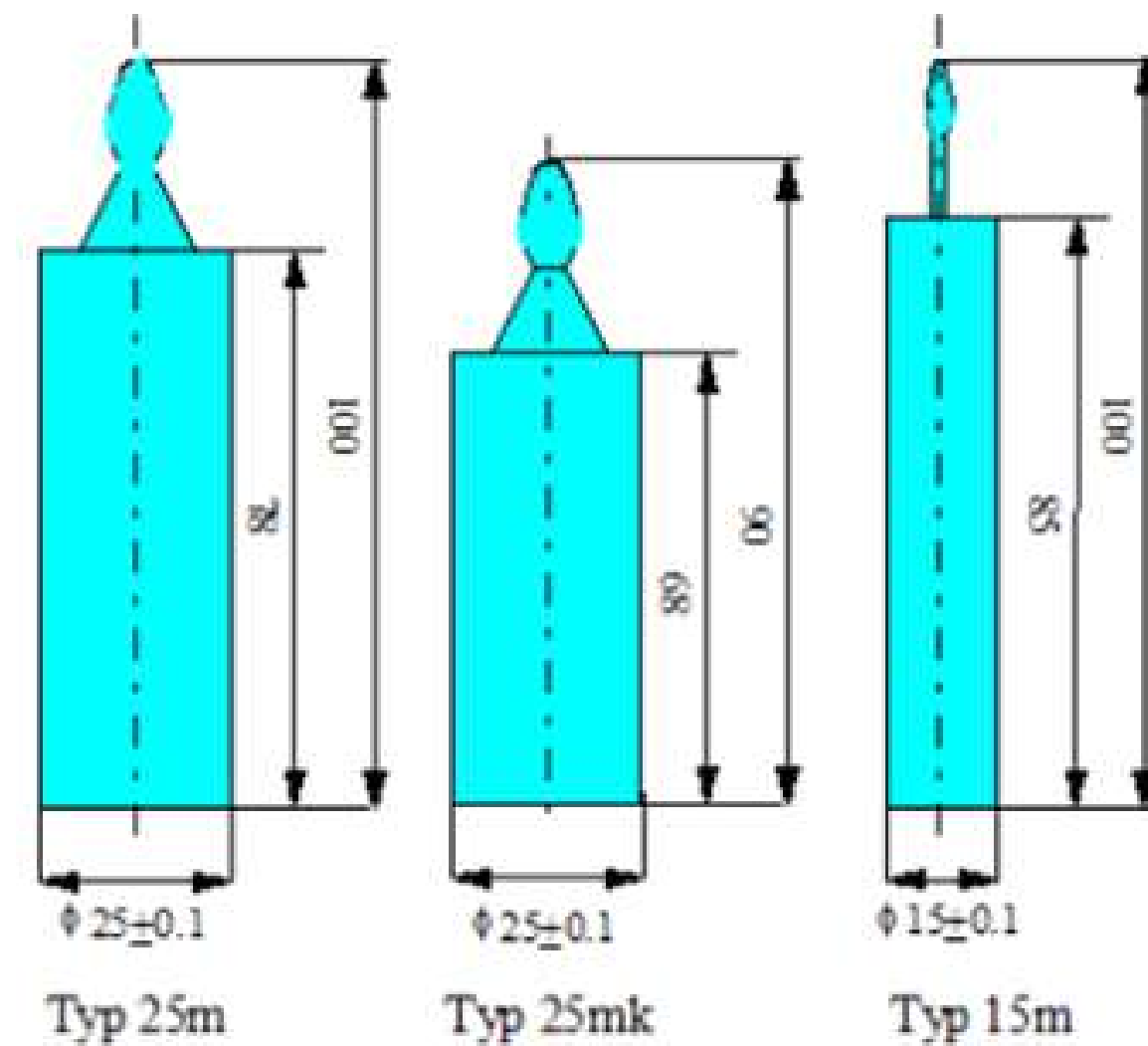
# Napromienianie neutronowe – kanały pocztowe



- 4 kanały pocztowe
- Możliwe precyzyjne napromienianie
  - **Strumień neutronów termicznych do  $1.8 \cdot 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$**
  - Strumień neutronów prędkich (Watt spc.) do  $3 \cdot 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
  - Zasobniki 25 mk ( $\text{Ø}25 \text{ mm}$ , aluminiowe kółki)
- Czas napromieniania z dokładnością nawet do 1 sekundy.

Główny cel – Precyzyjne napromienianie (możliwy załadunek i wyładunek w trakcie cyklu, Ho-166, materiały biologiczne\*)

# Napromienianie neutronowe – Zasobniki do napromieniania

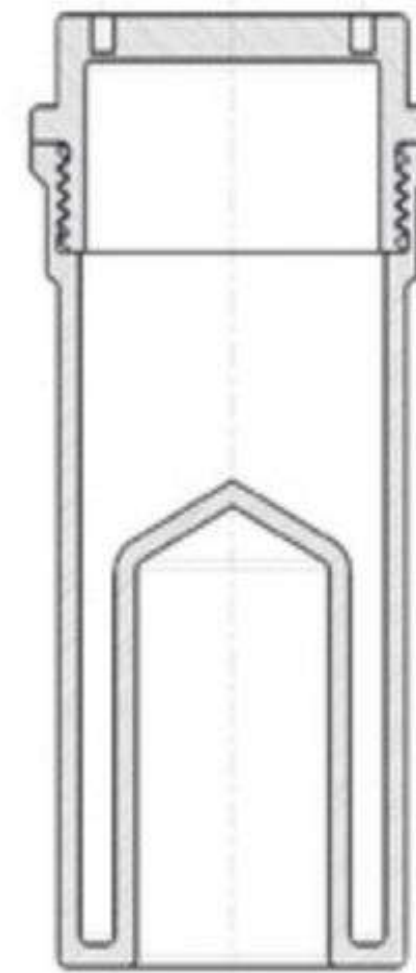


Standardowy zasobnik Typ 25mk

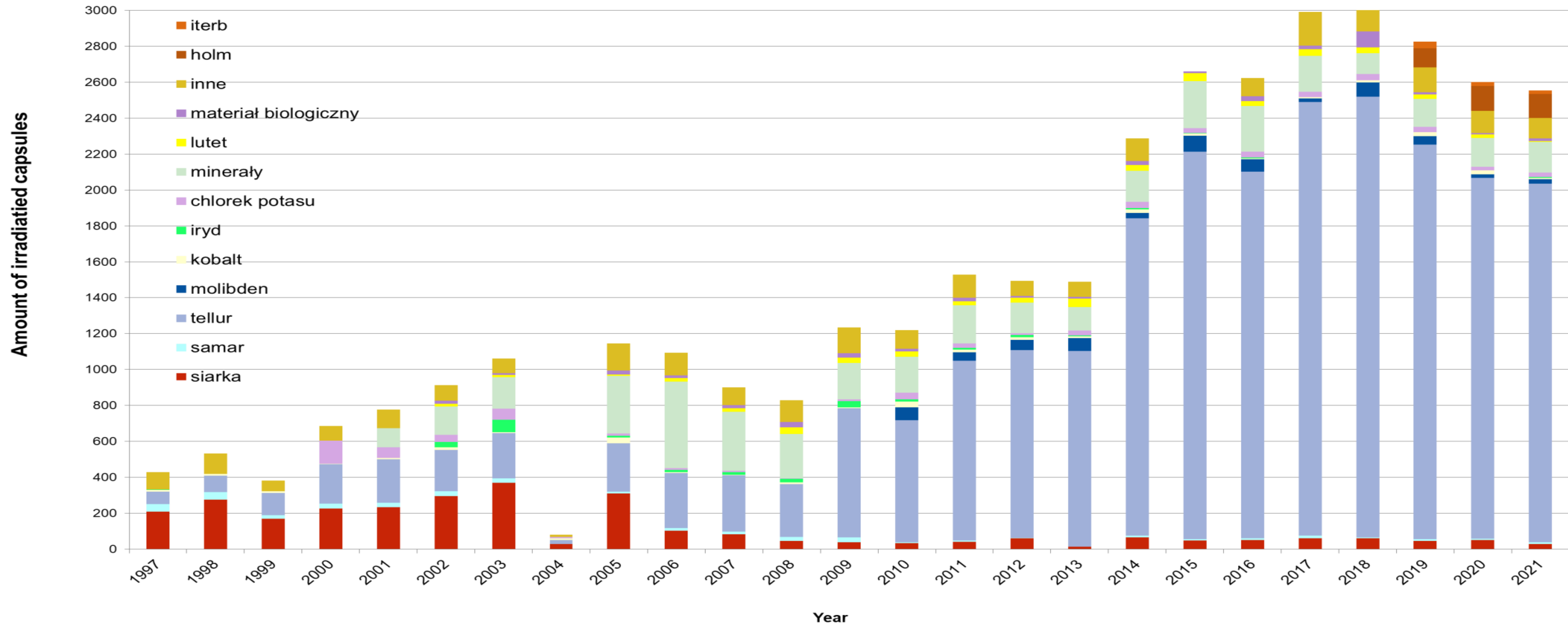
Standardowy zasobnik Typ 15m

# Napromienianie neutronowe – Wdrażanie nowych materiałów

- Certyfikat materiałowy
- Identyfikowanie ograniczeń (generacja temperatury podczas napromieniania, wymagana aktywność, wymagana dokładność)
- Analiza bezpieczeństwa (możliwość rozszczelnienia zasobnika podczas napromieniania, wpływ radiologiczny oraz operacyjny na „pełne uwolnienie” materiału tarczowego...)
- Inne środki zalecone przez Komisję Zleceniową Reaktora MARIA (jeśli potrzebne)

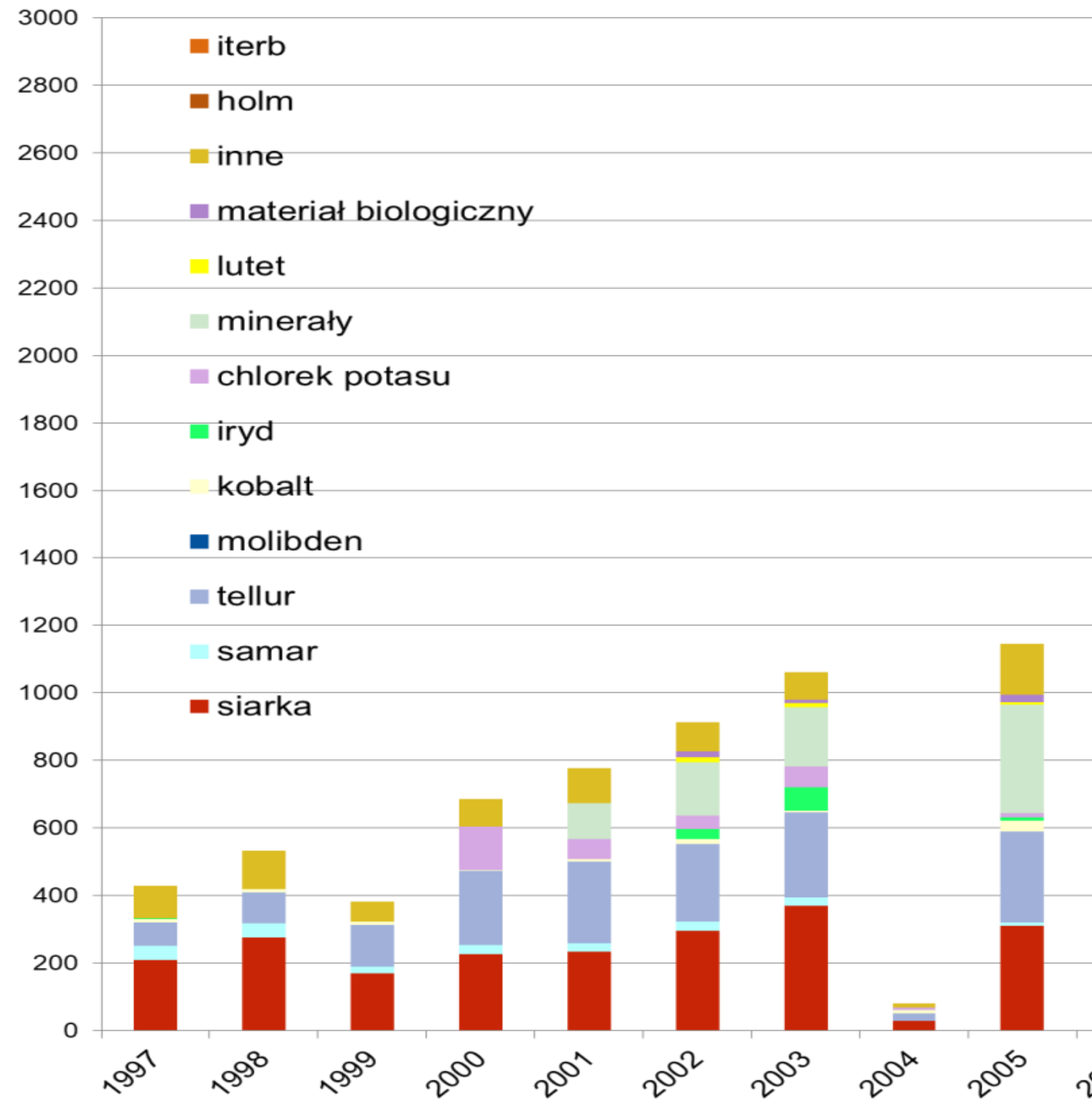


# Napromienianie neutronowe

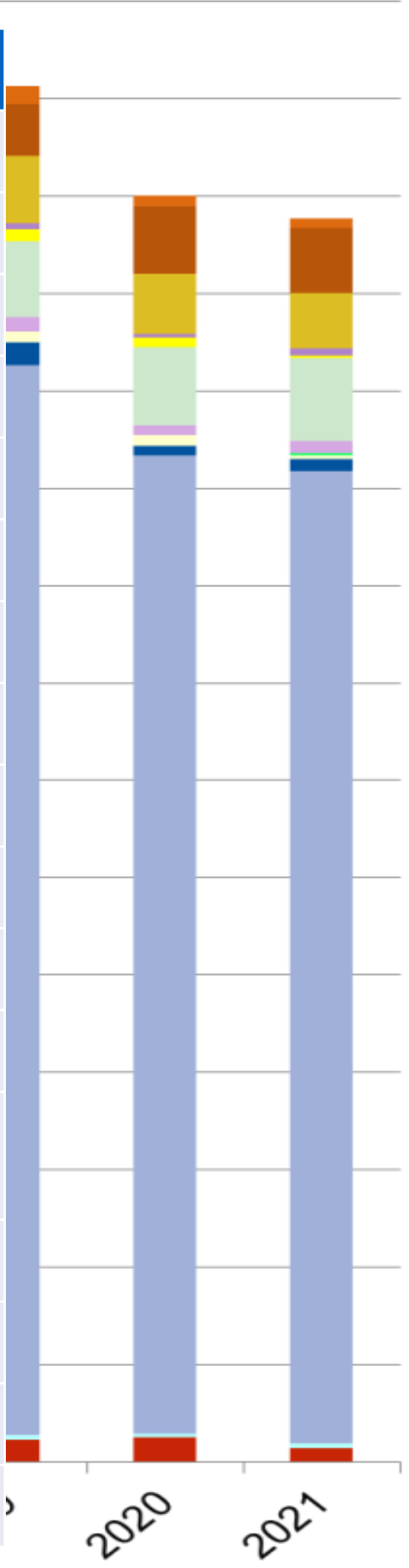


# Napromienianie neutronowe

Amount of irradiated capsules

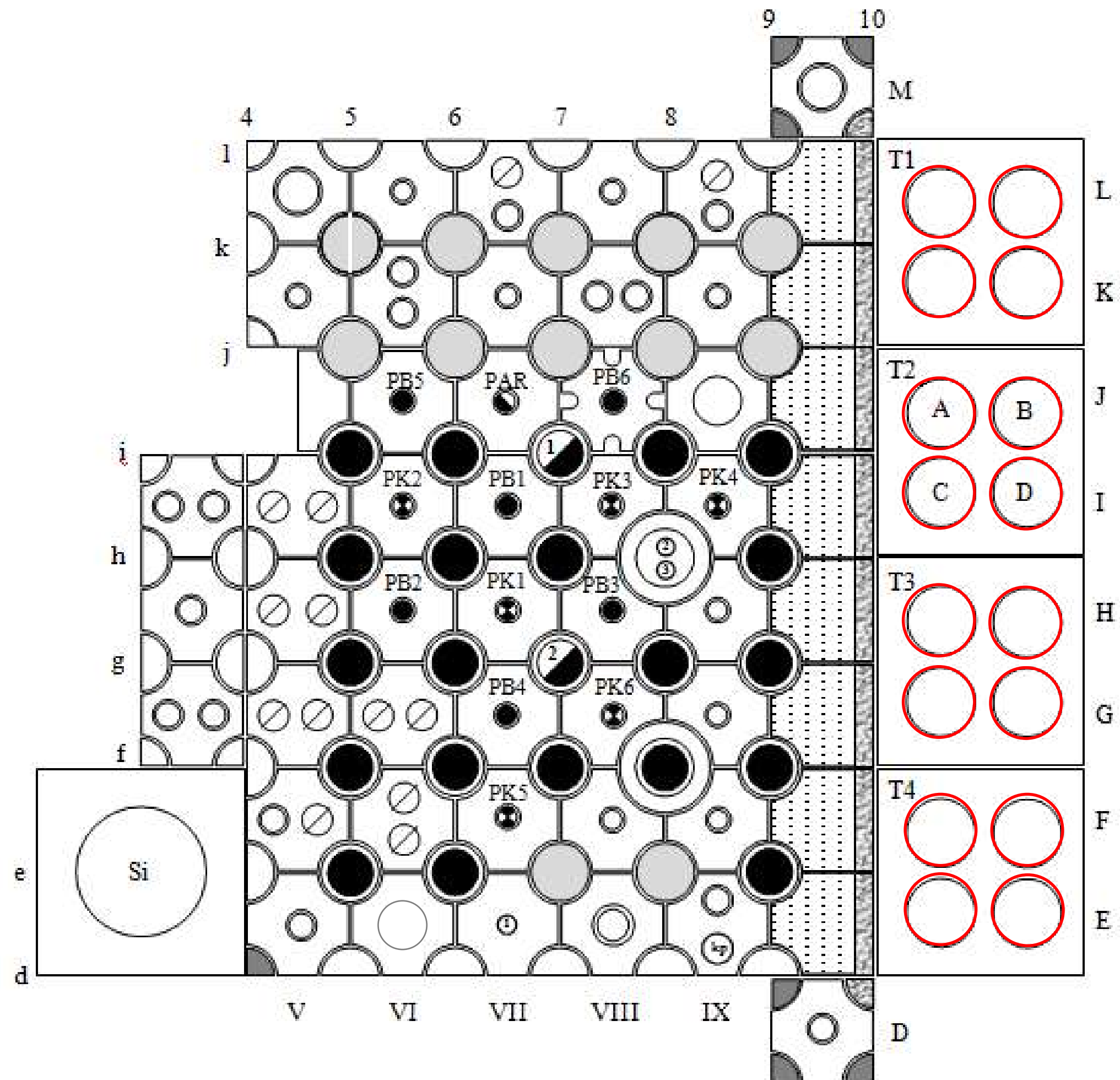


Rok 2021			
Materiał tarczowy	Ilość zasobników	Izotop	Aktywność, GBq
Siarka	28	P - 32	3 000
Samar	10	Sm -153	5 000
Tellur	1997	I -131	1 200 000
Molibden	24	Mo-99m	2 268 900
Kobalt	8	Co - 60	1 500
Iryd	4	Ir-192	200
Chlorek potasu	25	S -35	9 500
Lutet	5	Lu-177	2 500
Materiał biologiczny	15	-	-
Ho	134	Ho-166	2 680
Iterb	19	Yb-169;Lu-177	18 500; 7 000
Inne	114	Sr-85,Br-82,Cu-64,Ta-181,Y-90	5 000
<b>RAZEM</b>	<b>2383</b>		<b>3 498 280</b>
		<b>Całość</b>	<b>3,5 PBq</b>
		<b>Bez Mo-99m</b>	<b>ok.1,23 PBq</b>

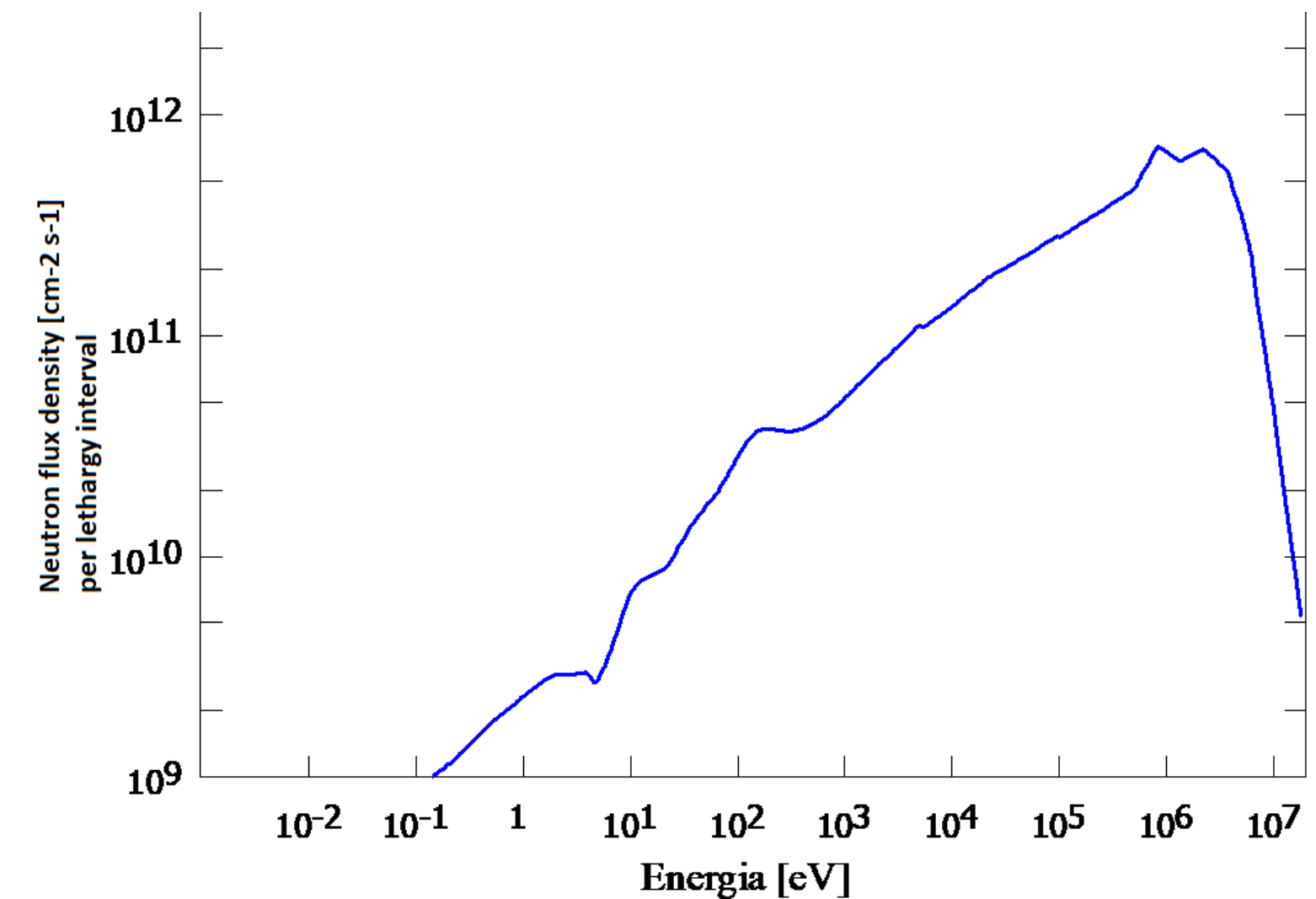


Year

# Napromieniania neutronami prędkimi

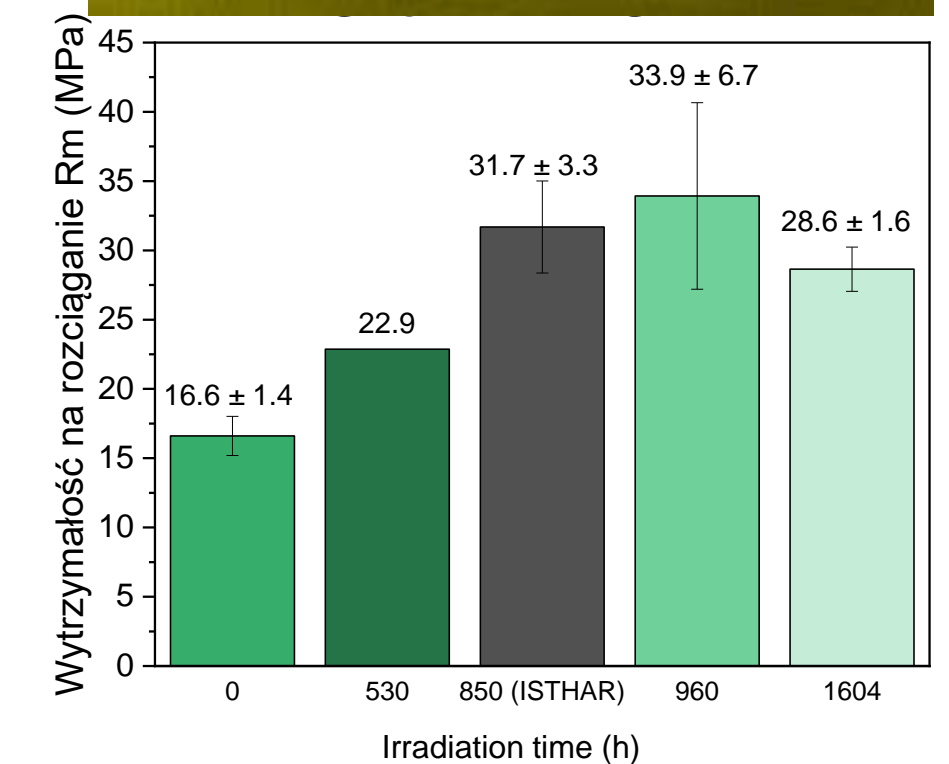
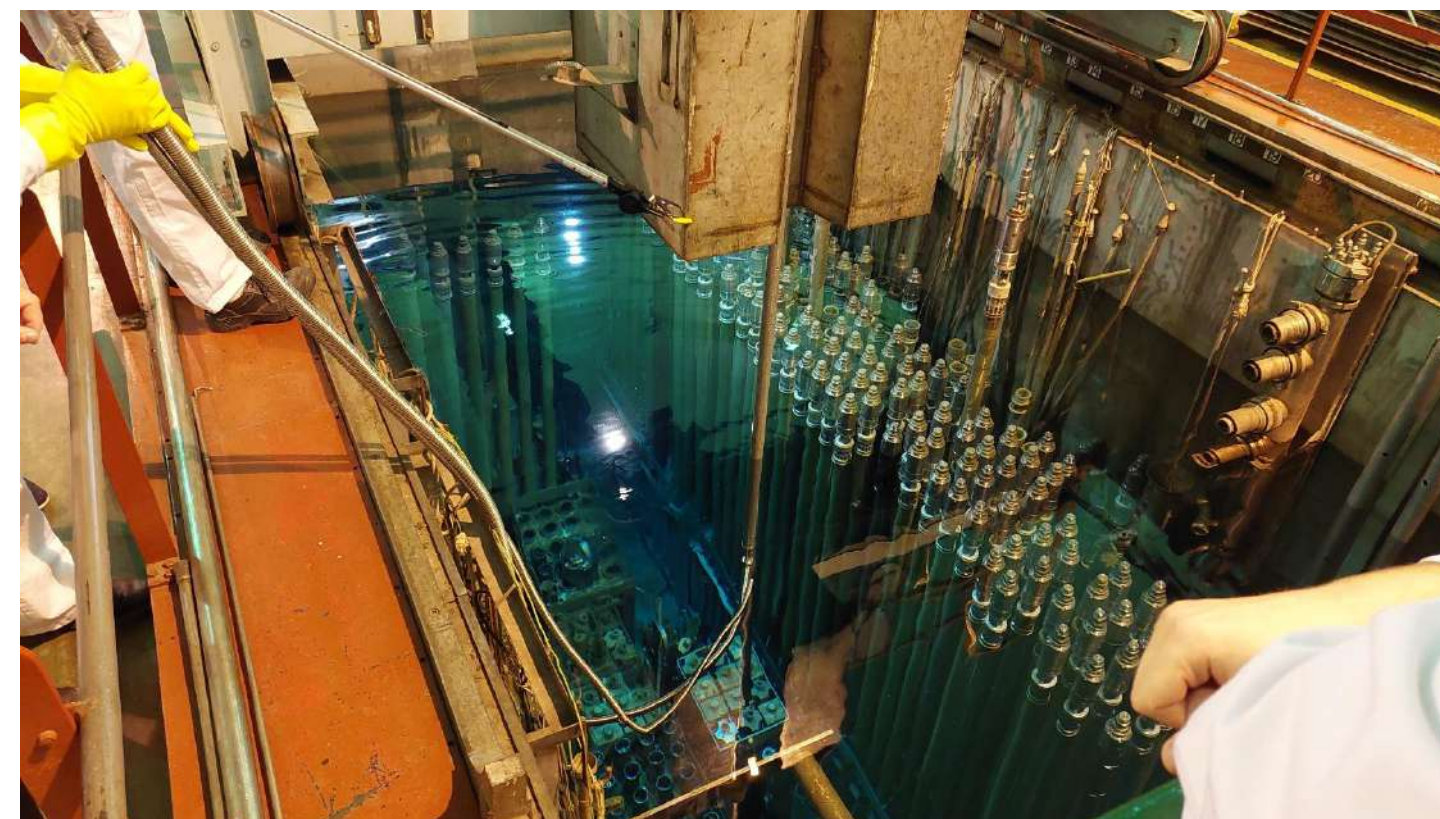
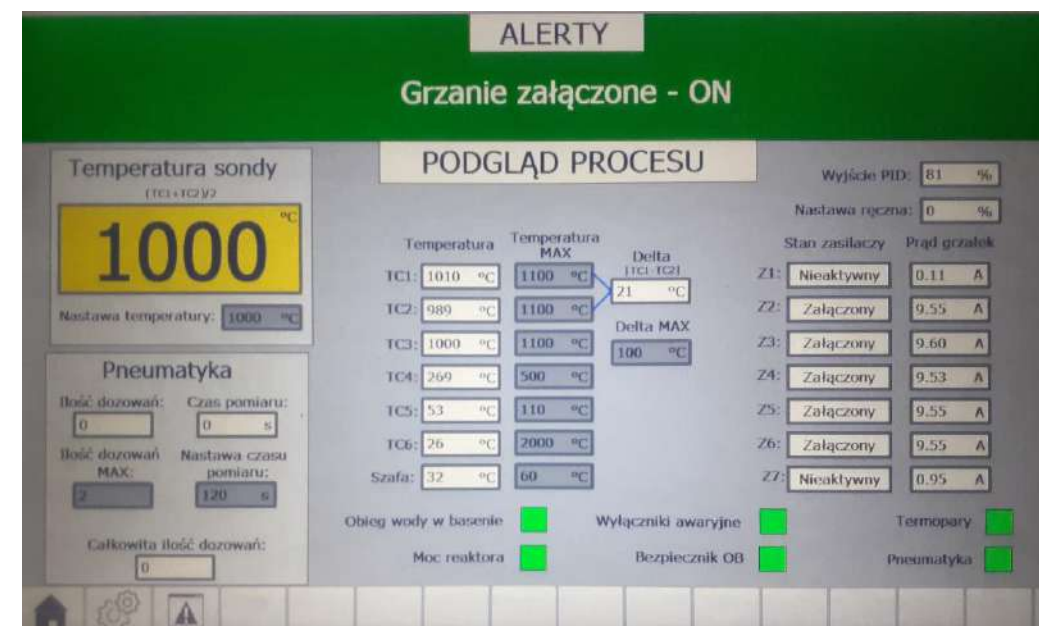
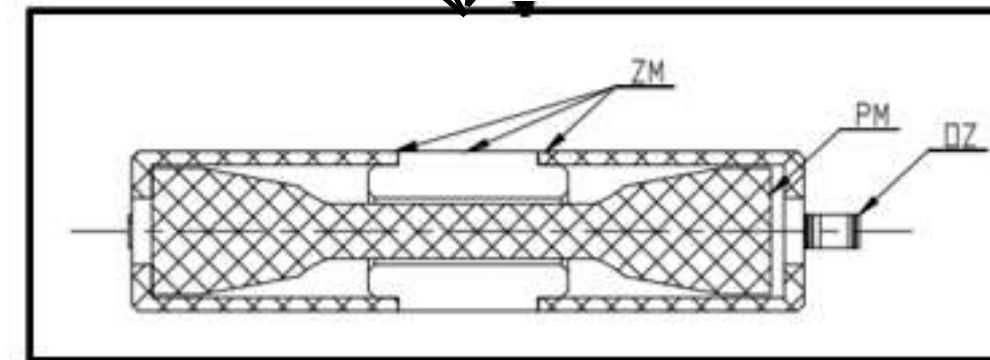


- gęst. str. n. prędkich  $1 \cdot 10^{11} \div 3 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- gęst. str. n. termicznych zder. do  $3 \cdot 10^{10} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- kanały  $8 \times \text{Ø}90 \text{ mm}$ ,  $8 \times \text{Ø}80 \text{ mm}$ ,  $h=900 \text{ mm}$
- napromienianie dużych lub wrażliwych elementów



# High-temperature irradiation

- Real lifetime simulation of HTGR construction material
- Irradiation and active heating of 4 graphite samples to 1000°C for 35 days
- Electric heaters
- Isolation
- 3 mm helium gap
- Neutron fluence  
ther.  $1.8 \cdot 10^{20} \text{ cm}^{-2}$   
fast  $3.6 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-2}$
- Material Research Laboratory of NCBJ performed post-irradiation mechanical examination (tensile testing) of the samples



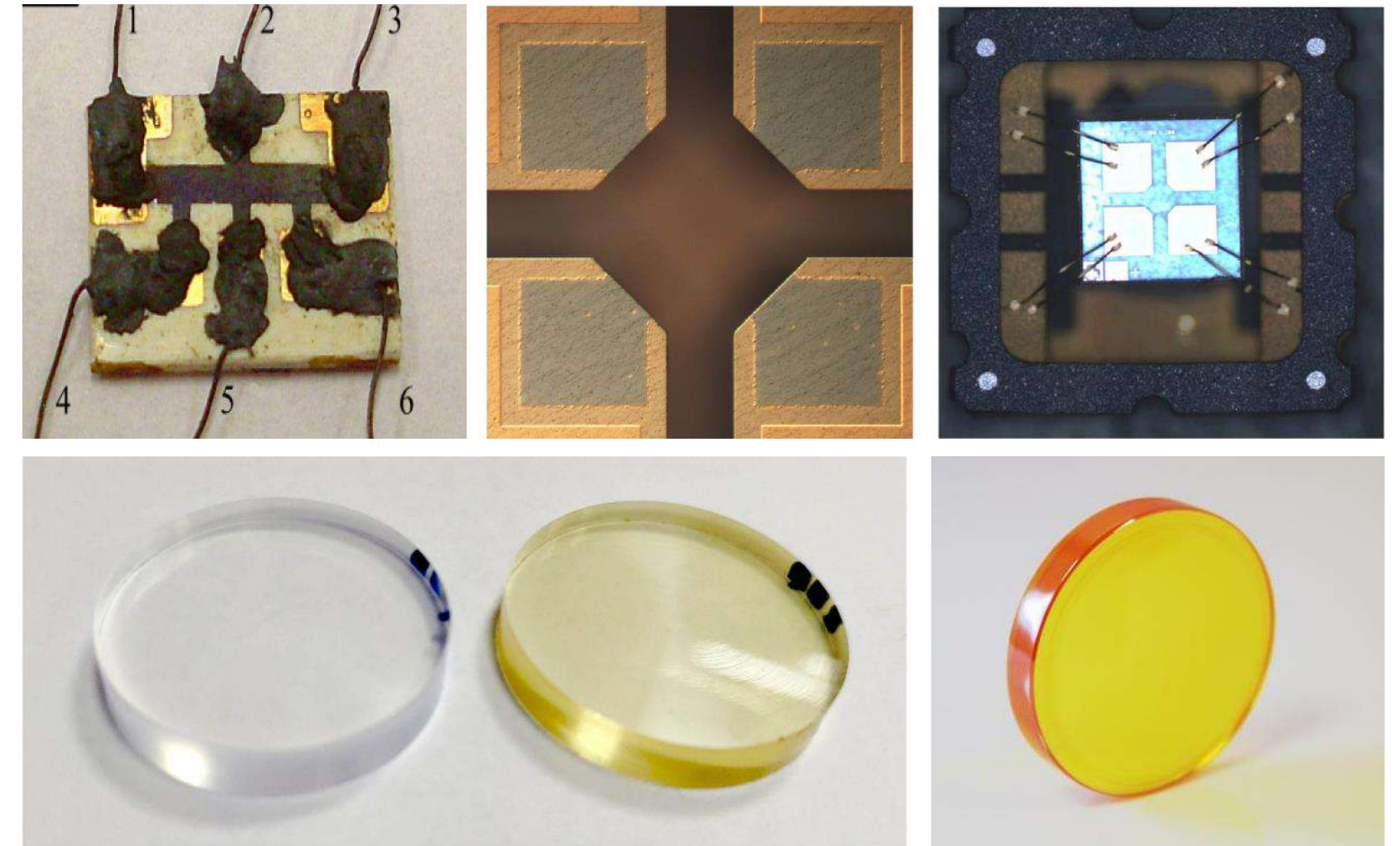




# Fast neutron irradiation – recent activities

## Testing of magnetic sensors for fusion applications

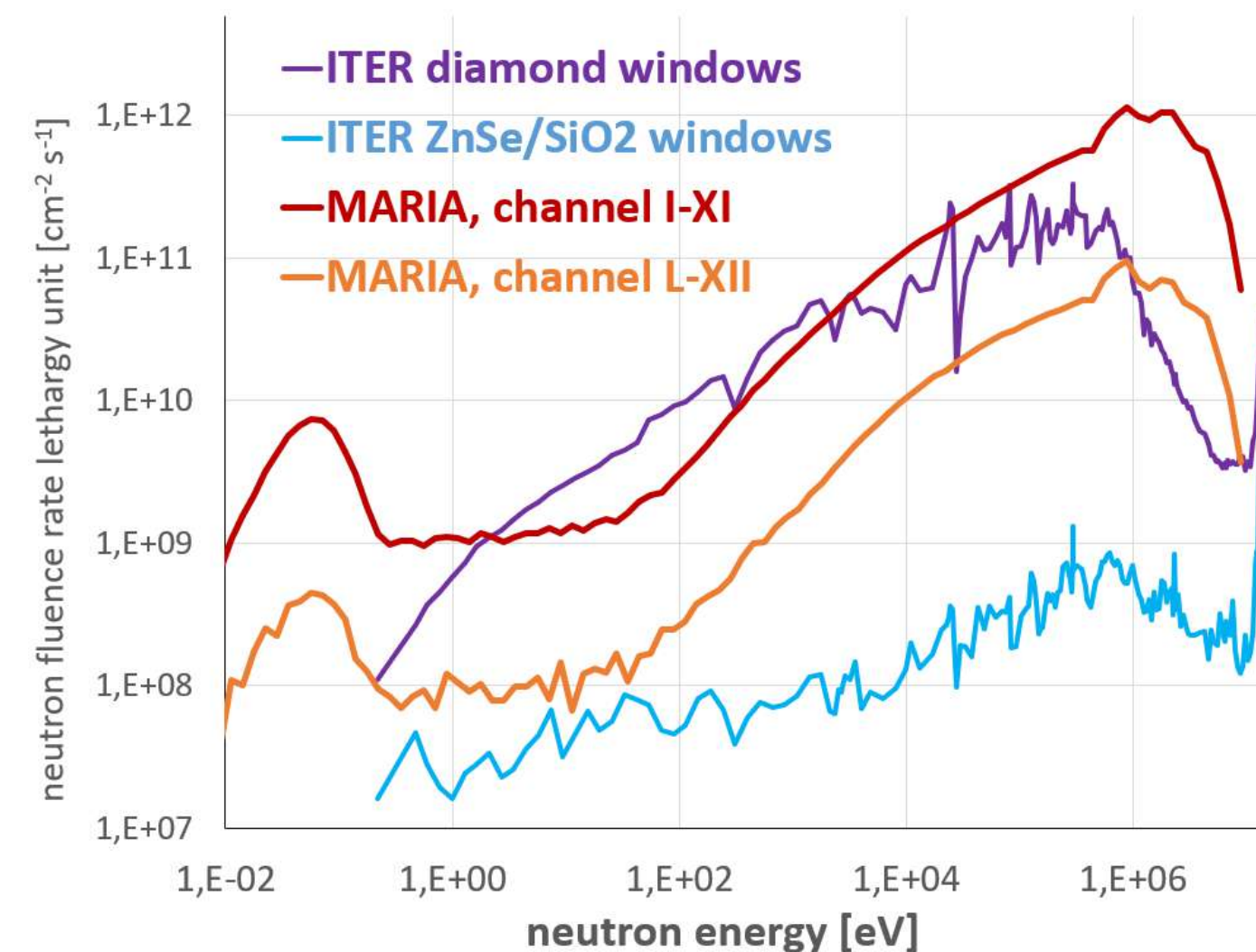
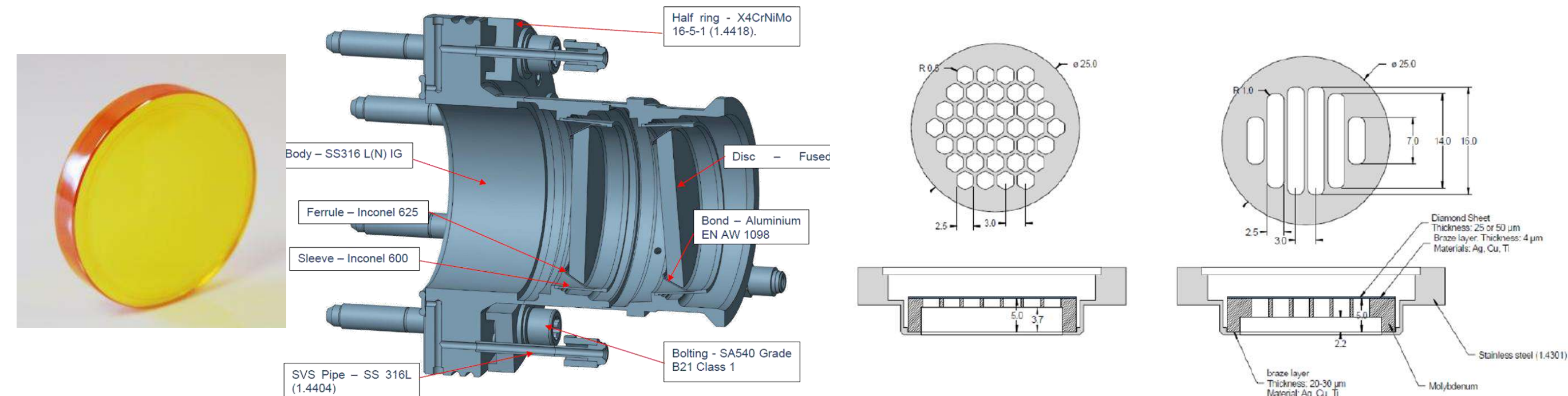
- Scintillators (f.n. fluence  $8 \cdot 10^{12} - 5 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2}$ ):
  - EJ-276 <sup>1</sup>,  $\text{Gd}_3\text{Al}_2\text{Ga}_3\text{O}_{12}:\text{Ce}$
- Electronic components:
  - silicon diodes – SiPM <sup>2</sup>
  - InSb-based Hall sensors ( $7 \cdot 10^{17} \text{ cm}^{-2}$ ) <sup>3</sup>
  - graphene-on-SiC Hall sensors <sup>4</sup> ( $7 \cdot 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ )
- Dielectrics (EUROfusion):
  - alumina,  $\text{MgAl}_2\text{O}_4$ , sapphire, silica, ZnSe ( $2 \cdot 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ )



1. Neutron hardness of EJ-276 scintillation material, S. Minanowski et al., J.Inst. 2020 15 P10012
2. Study of Irradiation Effects Induced by Fast Neutrons in NDL Silicon Photomultipliers, S. Minanowski et al., IEEE NSS 2019, Manchester, N-05-347
3. S.El-Ahmar, et al. Comparison of InSb-based thin films and graphene on SiC for magnetic diagnostics under extreme conditions, Sensors 2022, 22, 5258
4. S. El-Ahmar et al. Graphene on SiC as a promising platform for magnetic field detection under neutron irradiation, Appl. Surface Scien., 590, 2022, 152992

# ITER windows examination

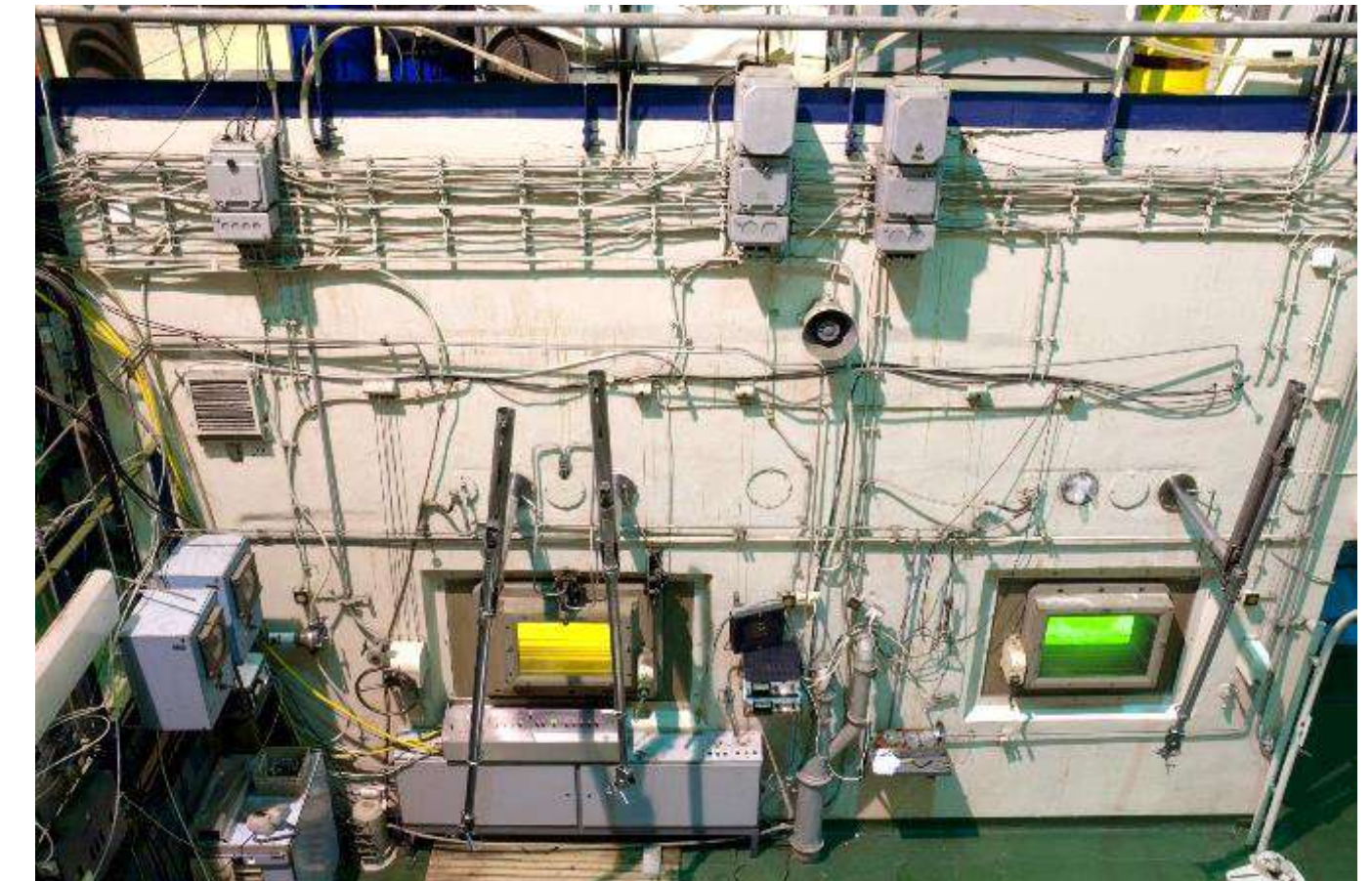
- Qualification of ITER diagnostic windows made of diamond, ZnSe, silica
- Window samples and assemblies exposed to neutron and gamma radiation
- Neutron irradiation to strictly defined fluence and in specific temperature
- Electron beam irradiation as gamma dose equivalent
- Design of purpose in-pile irradiation rigs
- Post irradiation examination:
  - Spectrophotometry of window samples
  - Scratch tests of samples coating
  - Leak test of window assembly bonding
  - Push-out test of window assembly



# Production of isomeric states

## Hydraulic rabbit system

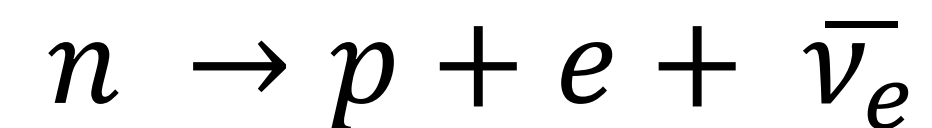
- $^{129m}\text{Xe}$ ,  $^{131m}\text{Xe}$  for spin polarized NMR
- in cooperation with CERN – ISOLDE
- *Appl. Radiat. Isot. Vol. 205 (2024) 111174*
  
- $^{184m}\text{Re}$  cross-section determination
- in cooperation with US Army Research Laboratory (DEVCOM)
- *Phys. Rev. C Vol. 106 (2022) 044303*
  
- $^{190m}\text{Ir}$  half-life measurement
- *Phys. Rev. C Vol. 110 (2024) 014306*



# Reactor antineutrinos

Reactor as a very strong antineutrino source

- beta decay of fission products



- yield  $\sim 5 \cdot 10^{18} \text{ s}^{-1}$
- exceed solar neutrinos in ca. 25 m dist. from reactor core
- minimal distance outside reactor shielding  $\sim 5 \text{ m}$
- Neutrino oscillation investigation possible

arXiv:1702.00941v2 arXiv:1811.05694v1 Nucl Instr Meth A845 2017 467

# Other possible research infrastructure

## Reactor as a very strong neutron source

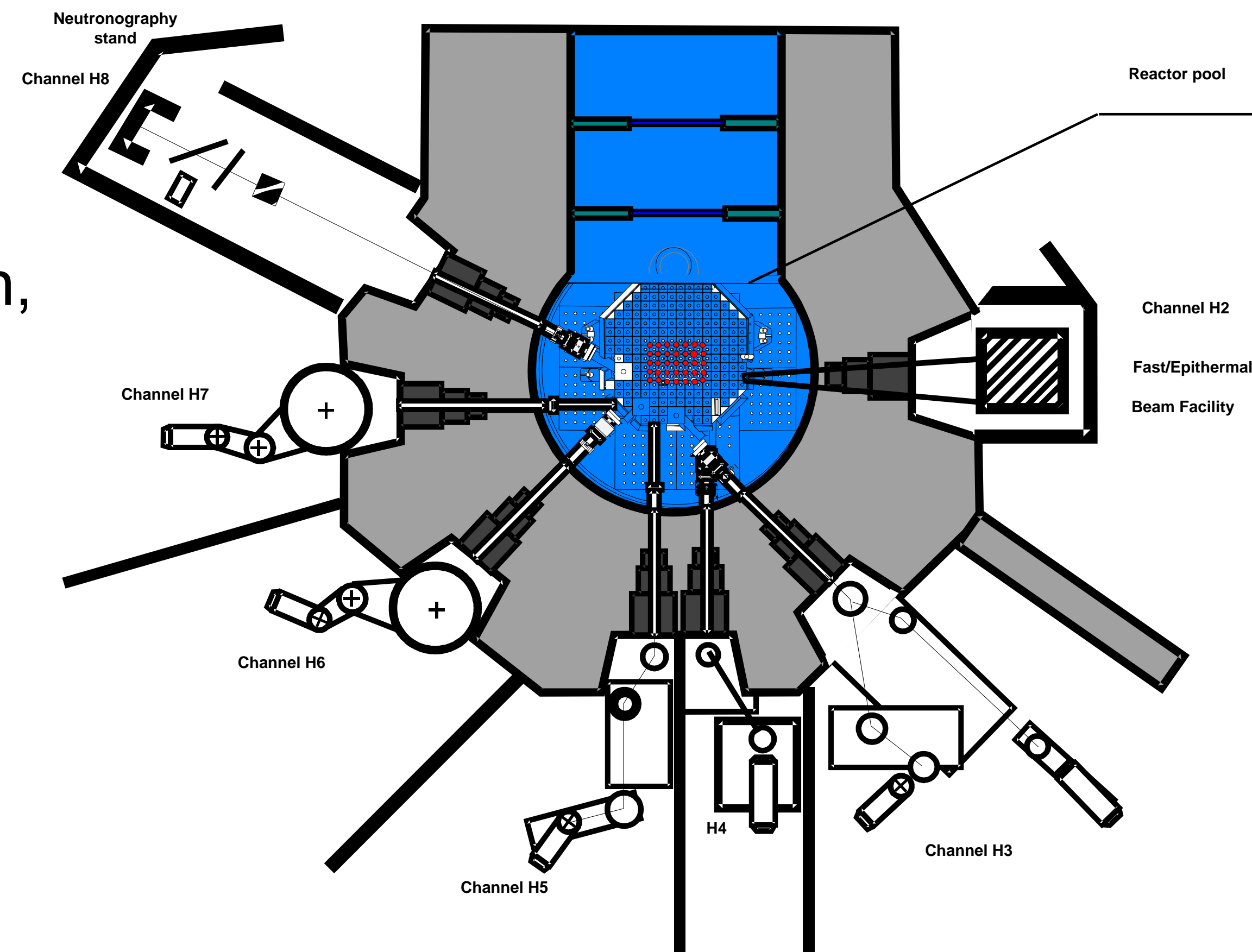
- Neutron induced positron source (guided outside facility)
- Cold neutron source (long distance guide, no gamma-ray)
  - fast neutrons  $E > 0.5 \text{ MeV}$
  - intermediate-energy neutrons  $1 \text{ keV} < E < 500 \text{ keV}$
  - resonance-energy neutrons  $1 \text{ eV} < E < 1000 \text{ eV}$
  - thermal-energy neutrons  $20 \text{ meV} < E < 100 \text{ meV}$
  - cold neutrons  $0.05 \text{ meV} < E < 20 \text{ meV}$
  - very cold neutrons  $0.3 \text{ } \mu\text{eV} < E < 50 \text{ } \mu\text{eV}$
  - **ultra cold neutrons  $E < 300 \text{ neV}$**

# Cold and ultra-cold neutrons

- significant discrepancies in neutron lifetime measurements by means of two methods
  - impact on primordial nucleosynthesis Phys Rev D71(2005)021302
  - **Dark Matter decay interpretation**  
B.Fornal Phys Rev Lett 120 (2018) 191801, M.Pfützner Phys Rev C97 (2018) 042501
- low-range gravitational force investigation
  - **Dark Energy** – scalar field; potential depends on local mass density  
Phys Rev Lett 112 (2014) 151105, Phys Lett B743 (2015) 310
- neutron electric dipole moment investigation
  - **CP symmetry violation** Phys Rev D92 (2015) 092003
- neutron-antineutron oscillations investigation Phys Rep 612 (2016) 1
  - **Baryogenesis, B-violation, beyond Standard Model**

# Kanały poziome: neutrony – sonda materii

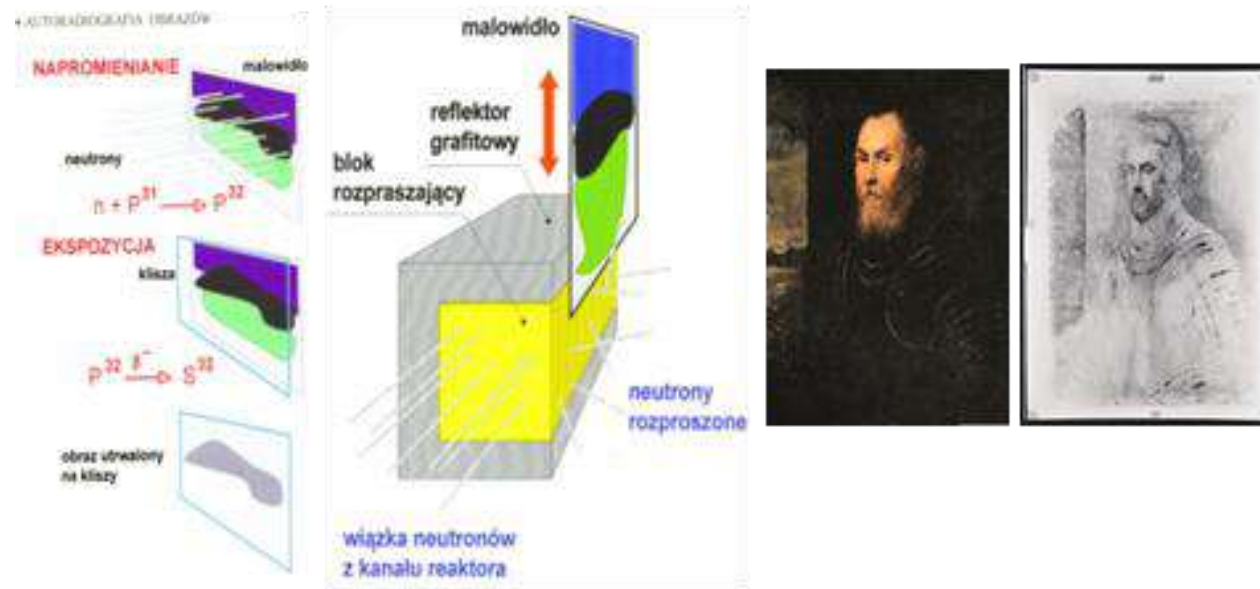
- Badania podstawowe, m.in. badania wiązań wodorowych, defekty tlenowe w nadprzewodnikach wysokotemperaturowych, przejścia fazowe w przewodnikach jonowych, spektroskopia neutronowa
- Badania stosowane, np. analiza naprężeń wewnętrznych, zmiany odległości między płaszczyznami, niskokątowe rozpraszanie neutronów
- Radiografia neutronowa maszyn i obiektów masywnych



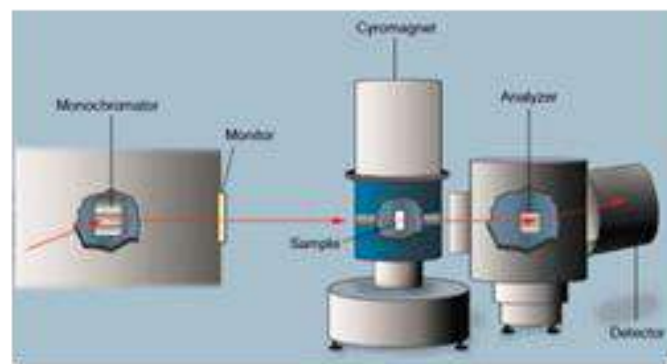


# MNL - Maria Neutron Laboratory

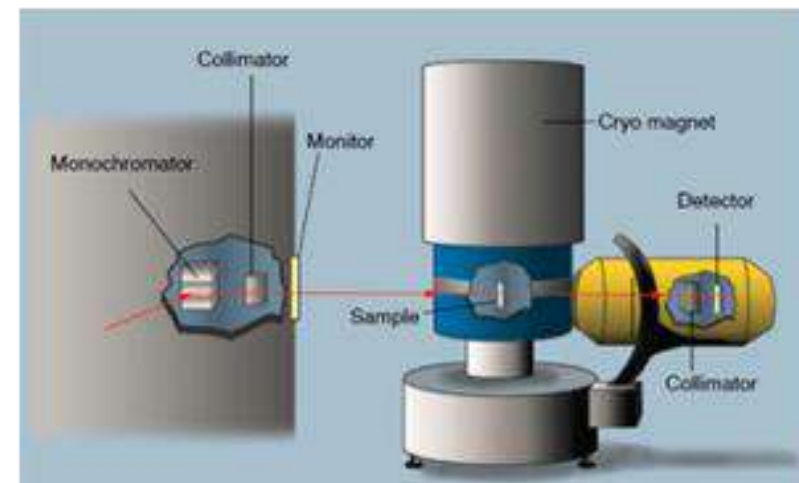
## Neutronography Stand



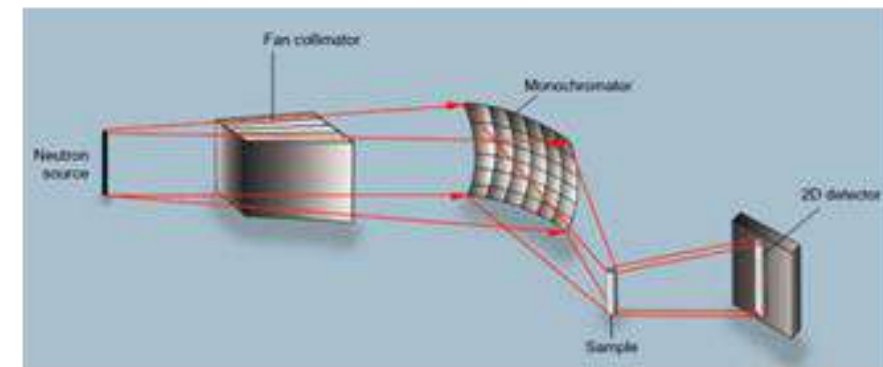
## Triple-Axis Spectrometer with Polarization Analysis



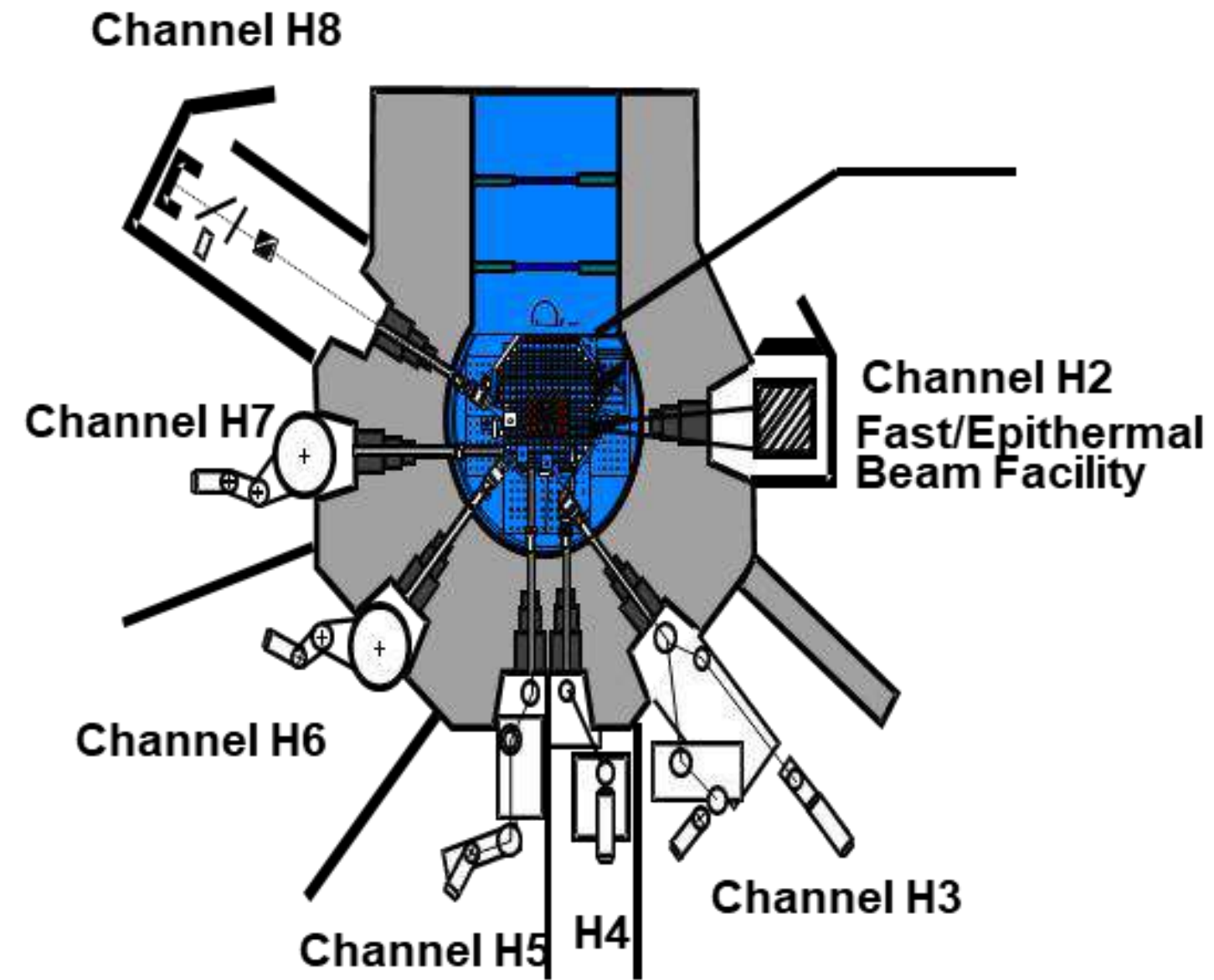
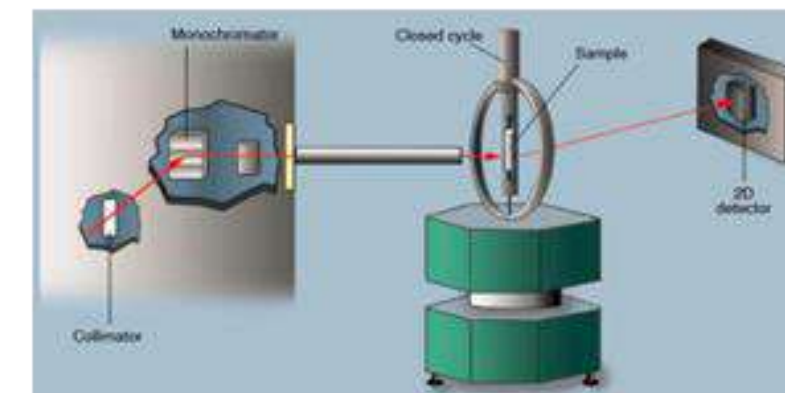
## Two-Axis Diffractometer



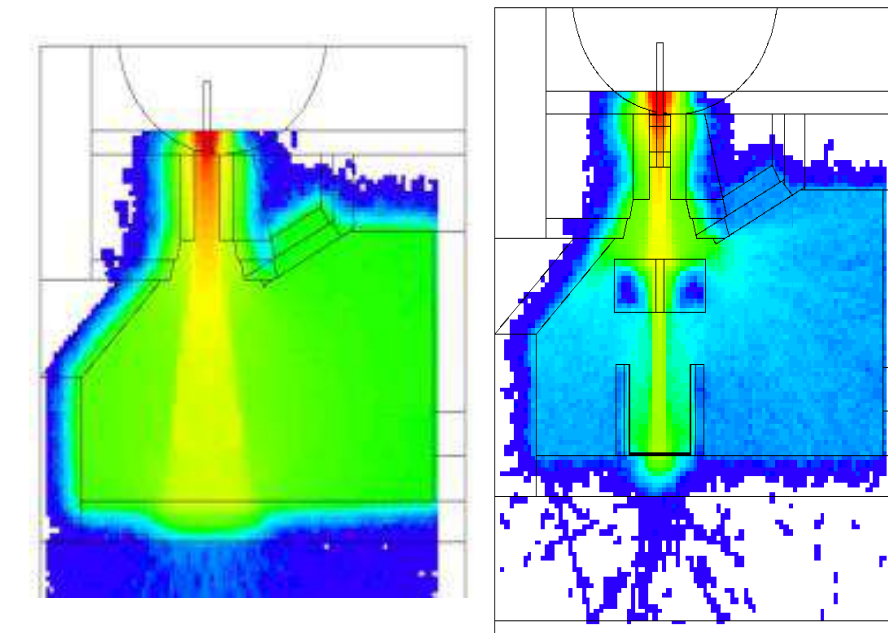
## Focusing Diffractometer



## Four-Circle Diffractometer



## Neutron beam with modifiable energy spectrum



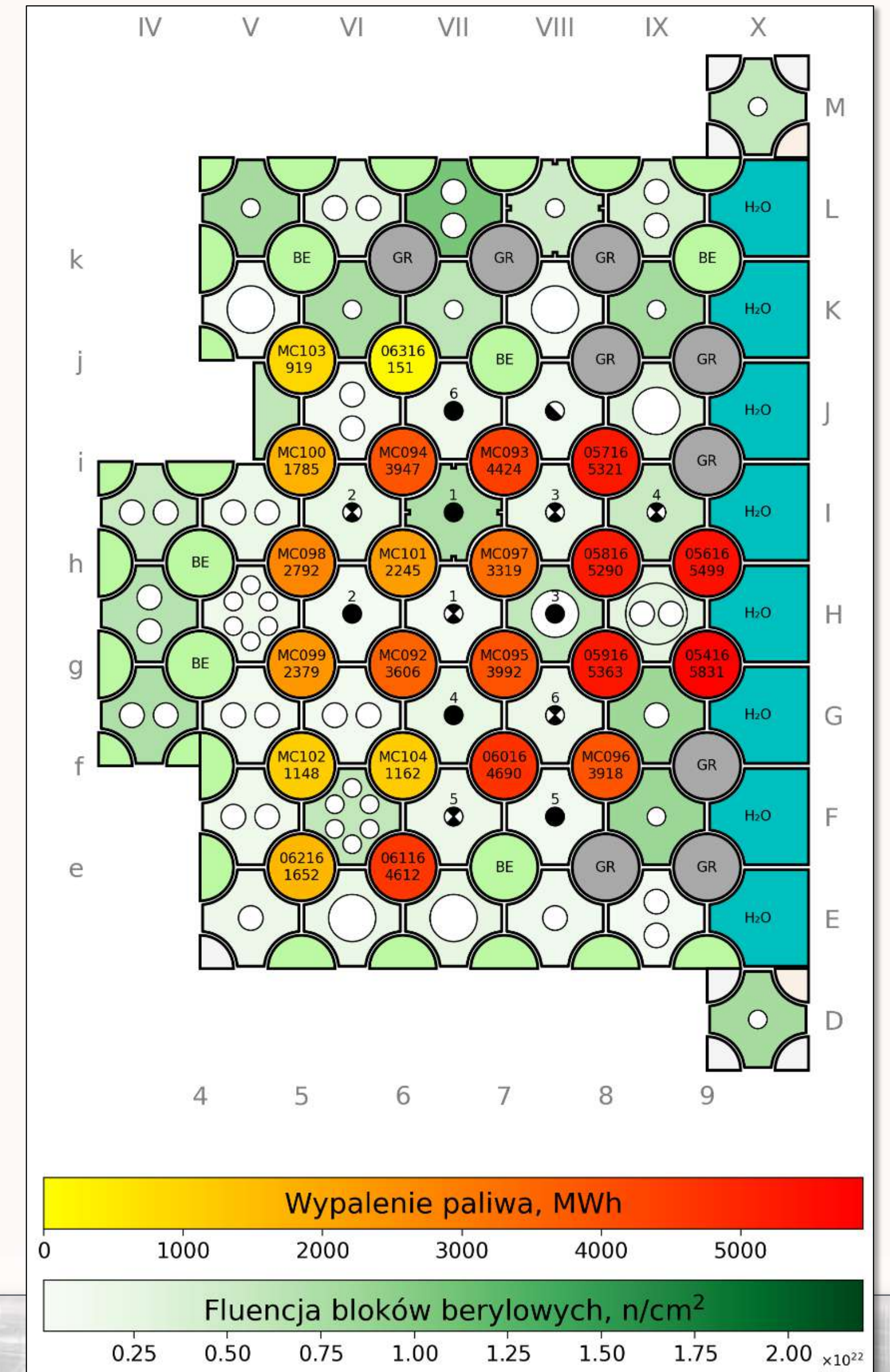
# OBLICZENIA NADAŻNE

Neutronowo-fizyczne obliczenia nadażne prowadzone są w celu odwzorowania historii pracy reaktora MARIA w modelu obliczeniowym.

Następnie, model ten, wykorzystywany jest do przewidywania wpływu planowanych zmian (np. konfiguracji) na parametry rdzenia reaktora MARIA.

Do badanych parametrów rdzenia należą:

- zapas reaktywności – jeden z kluczowych parametrów decydujący m.in. o:
  - spełnieniu warunków eksploatacyjnych i możliwości uruchomienia reaktora;
  - długości trwania cyklu pracy reaktora;
  - czasie w jakim można ponownie uruchomić reaktor po nieplanowanym wyłączeniu (np. w wyniku zaniku zasilania);
- rozkład gęstości strumienia neutronów (mocy)
- zmiany efektywności prętów pochłaniających.

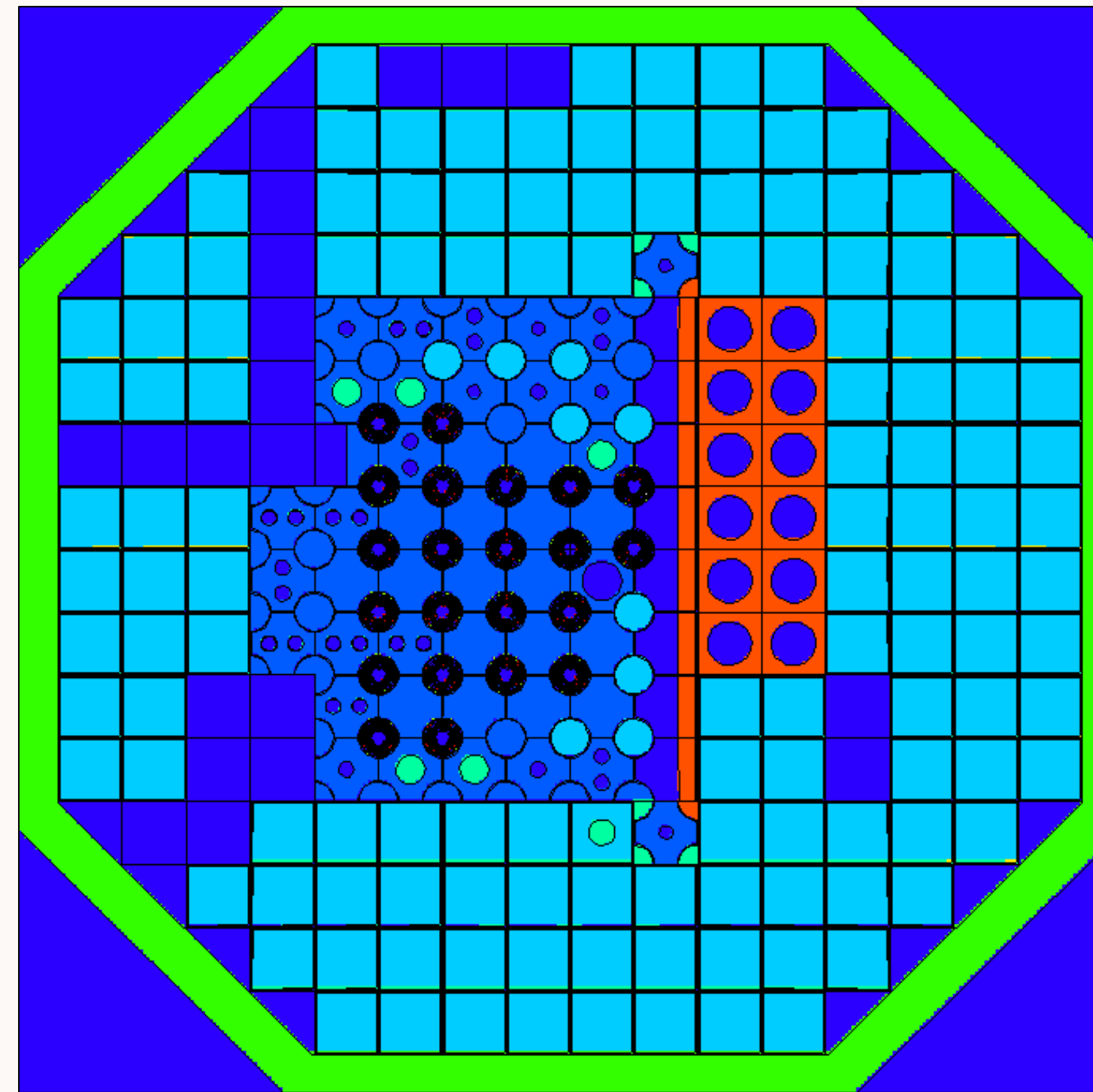


Schemat przykładowej konfiguracji rdzenia reaktora MARIA. →

# OBLICZENIA MCNP

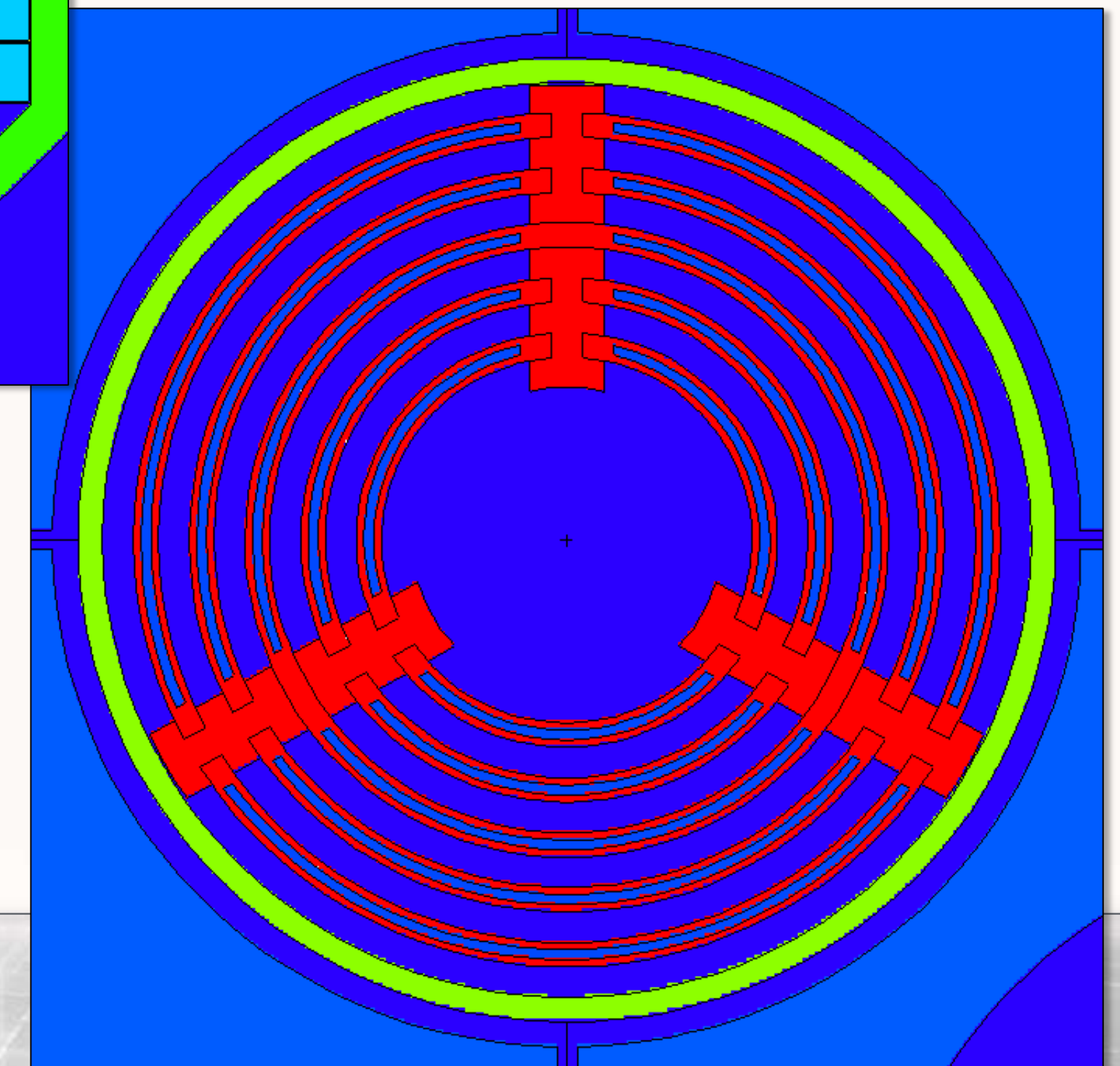
Model reaktora MARIA zbudowany w programie MCNP pozwala na zaawansowane obliczenia neutronowe wielu procesów. Są to m.in.:

- określanie strumienia oraz spektrum neutronów w określonym miejscu, szczególnie istotne przy planowaniu napromieniowań substancji dla produkcji radiofarmaceutyków,
- obliczenia grzania jądrowego, w celu ustalenia ciepła generowanego przez napromienianą próbkę,
- obliczenia wypalenia paliwa lub aktywacji substancji obecnych w rdzeniu, głównie w celu walidacji innych kodów obliczeniowych lub porównania z wynikami eksperymentów.



Model MCNP  
rdzenia reaktora MARIA

Model MCNP  
paliwa reaktora MARIA



# ANALIZY BEZPIECZEŃSTWA

## Charakterystyki neutronowe rdzenia:

- Widma i rozkład gęstości strumienia neutronów



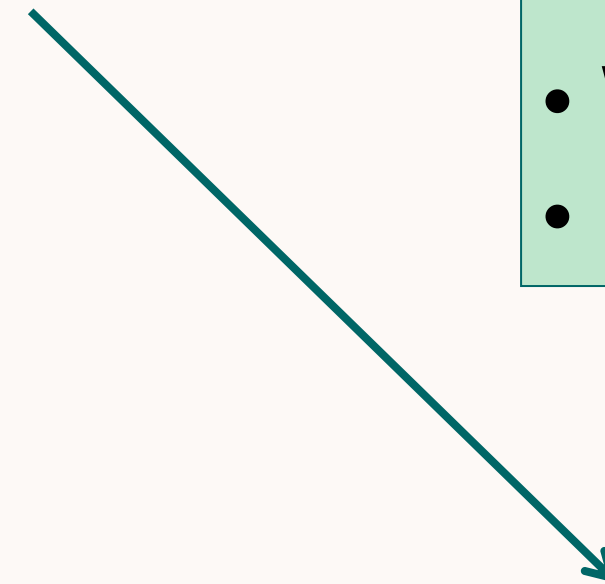
### Optymalizacja napromieniań

- Wybór miejsca w rdzeniu
- Konfiguracja rdzenia
- Czas aktywacji

- Rozkład gęstości mocy



### Parametry wejściowe do dalszych analiz termohydraulicznych



- Zapas reaktywności
- Parametry kinetyki reaktora
- Współczynniki temperaturowe
- Marginesy wyłączenia



### Parametry wejściowe do dalszych analiz tranzjentów i awarii

# ANALIZY BEZPIECZEŃSTWA

Ocena uwolnień produktów rozszczepienia z uszkodzonego paliwa jądrowego:

1. Analiza stopnia uwolnień z elementu paliwowego,
2. Równania transportowe uwolnień na drodze ich transportu (woda w kanałach paliwowych, pomieszczenia budynku reaktora, wentylacja, komin reaktora),
3. Obliczenia dawki skutecznej w różnych odległościach od komina reaktora MARIA.

$$\frac{d}{dt} \begin{bmatrix} X_4(t) \\ X_8(t) \\ X_{ok}(t) \\ X_{hp}(t) \\ X_{at}(t) \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} A & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & B & 0 & 0 & 0 \\ C & D & E & 0 & 0 \\ 0 & 0 & F & G & 0 \\ 0 & 0 & 0 & H & I \end{bmatrix} \begin{bmatrix} X_4(t) \\ X_8(t) \\ X_{ok}(t) \\ X_{hp}(t) \\ X_{at}(t) \end{bmatrix}$$

gdzie:

$$A = -(\lambda + \xi_4 \cdot \frac{1}{T_p} + (1 - \xi_4) \cdot \varepsilon)$$

$$B = -(\lambda + \xi_8 \cdot \frac{1}{T_p} + (1 - \xi_8) \cdot \varepsilon)$$

$$C = \xi_4 \cdot \frac{1}{T_p} + (1 - \xi_4) \cdot \varepsilon$$

$$D = \xi_8 \cdot \frac{1}{T_p} + (1 - \xi_8) \cdot \varepsilon$$

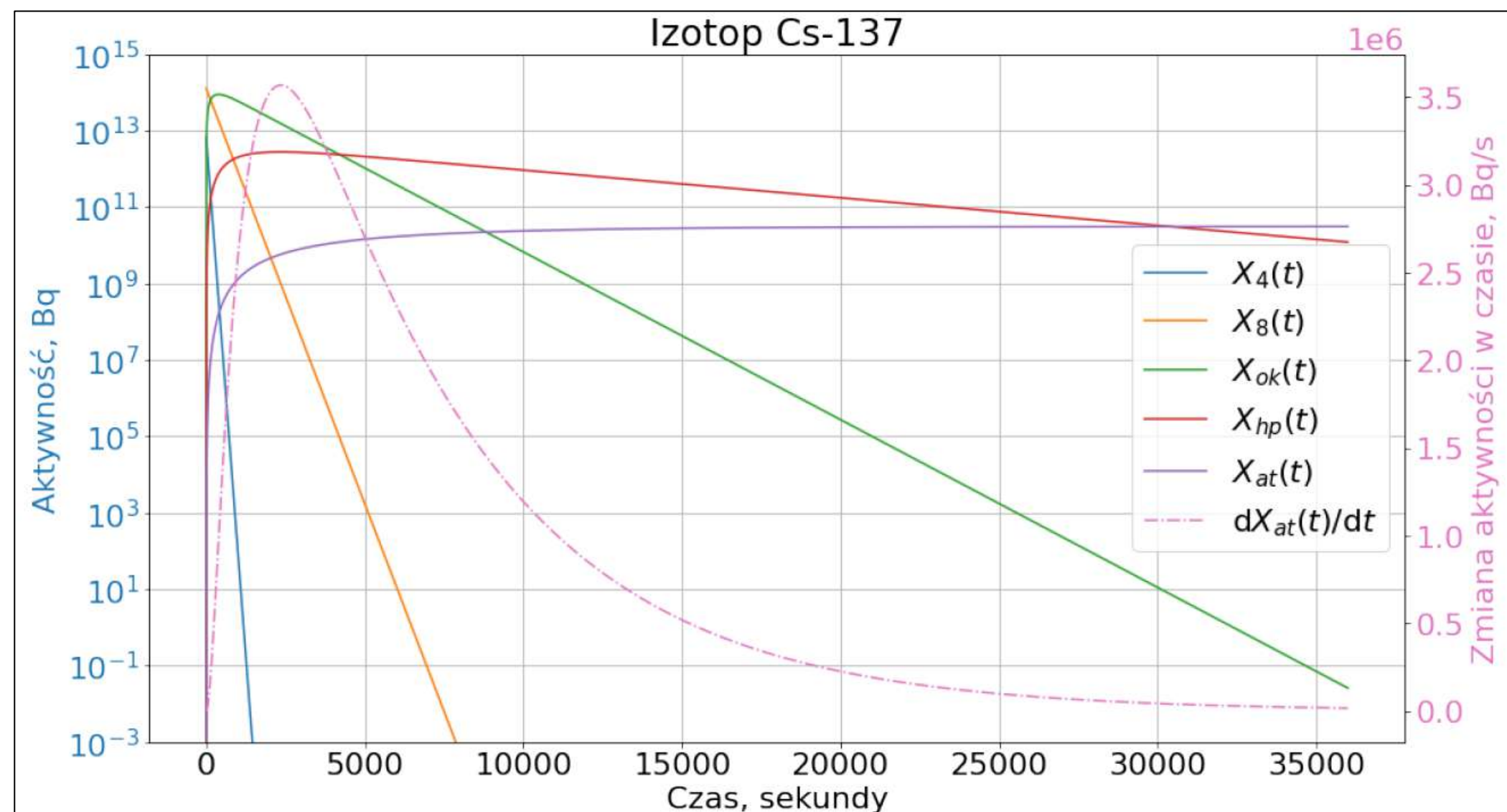
$$E = -(\lambda + \lambda_{np})$$

$$F = \chi_w \cdot \lambda_{np}$$

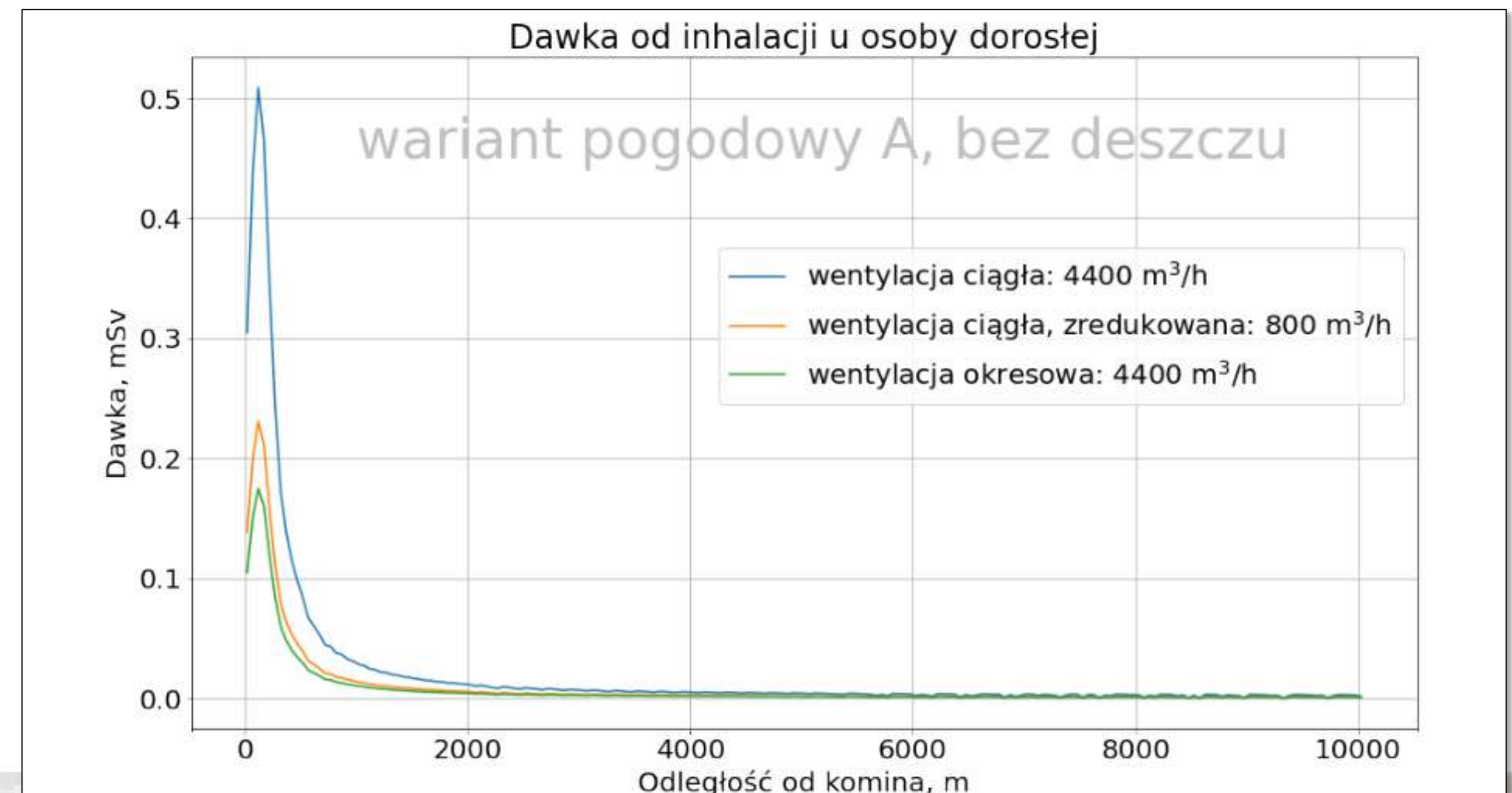
$$G = -(\lambda + \lambda_{os} + \lambda_w \cdot w(t))$$

$$H = \lambda_w \cdot (1 - \eta) \cdot w(t)$$

$$I = -\lambda$$

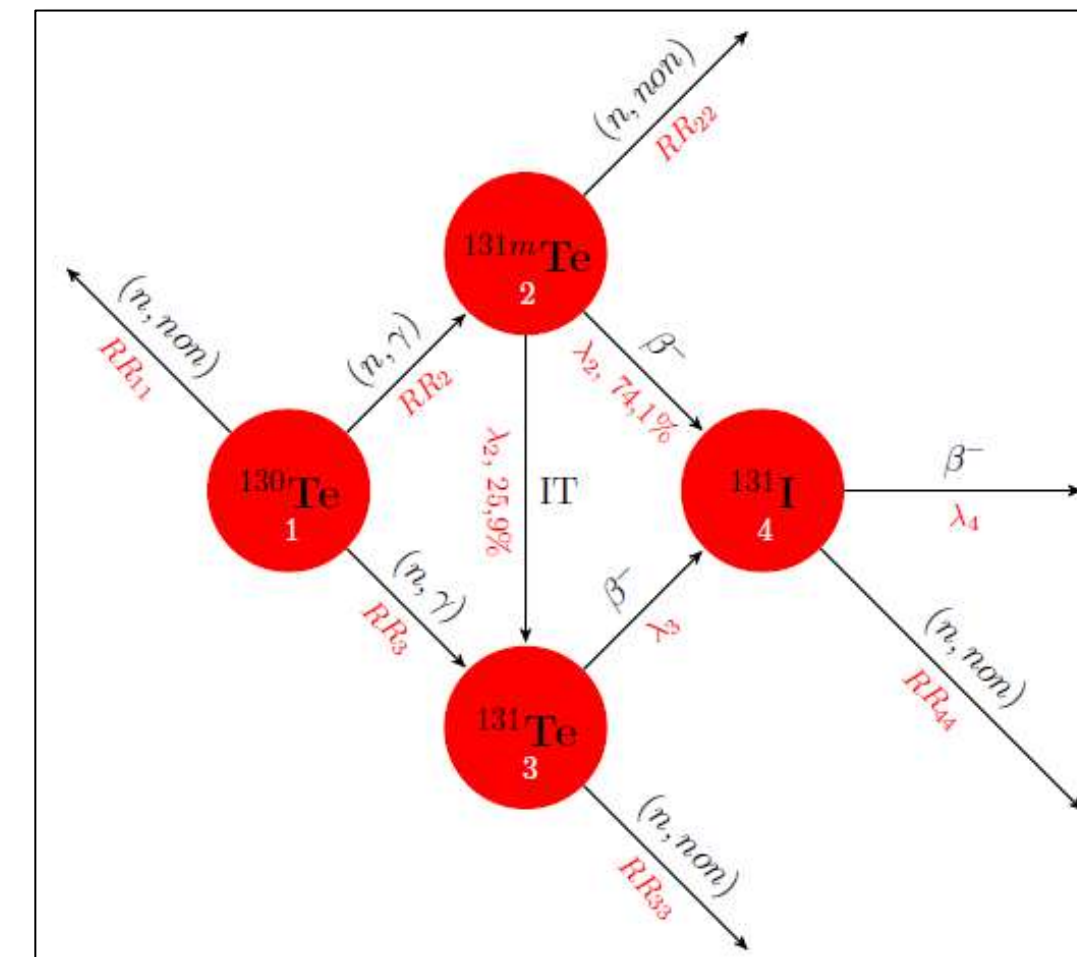
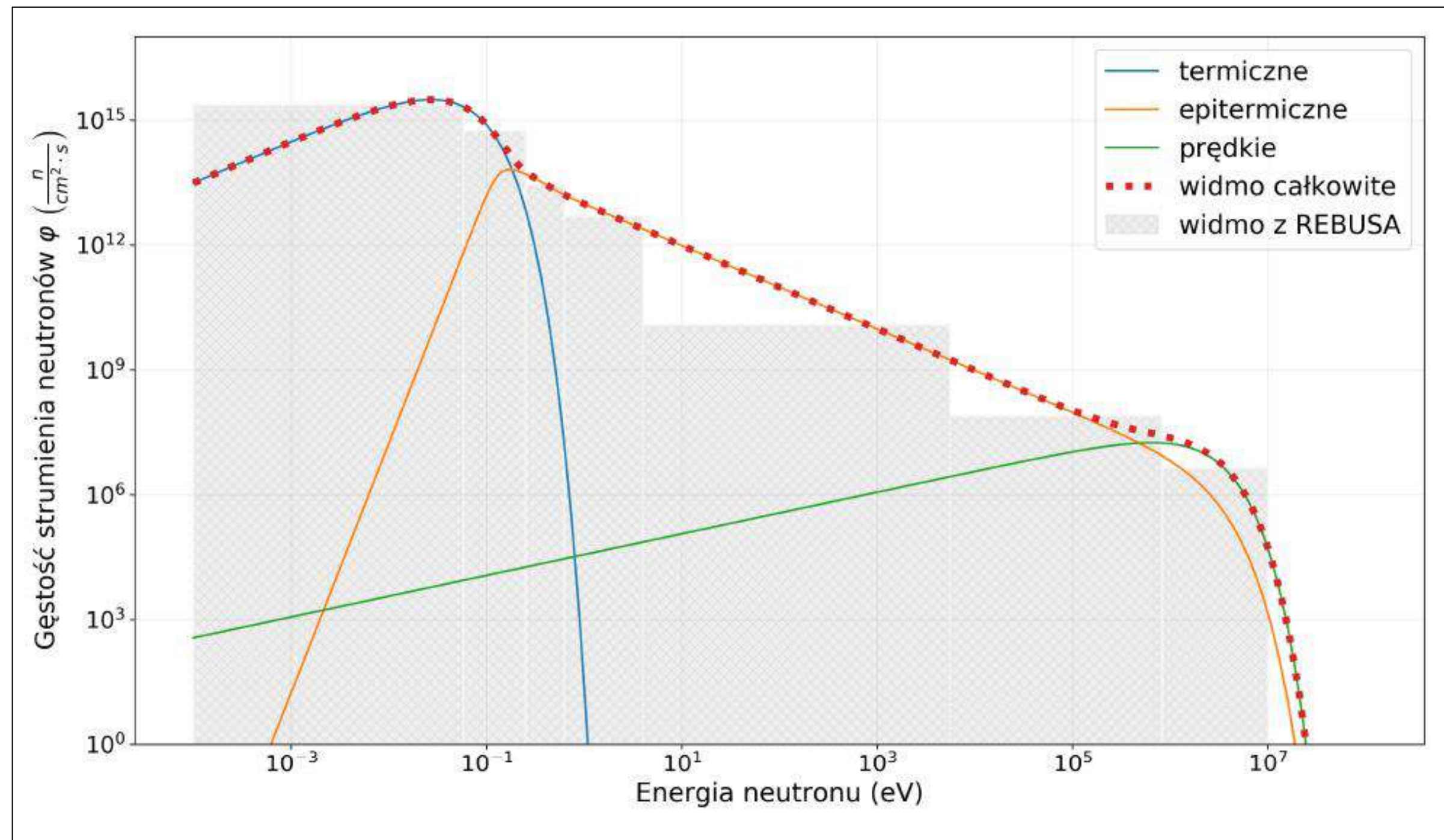


Rysunek 10: Aktywność  $^{137}\text{Cs}$  w paliwie,  $X_4(t)$  i  $X_8(t)$ , obiegu pierwotnym,  $X_{ok}(t)$ , powietrzu w pompowni,  $X_{hp}(t)$ , oraz w atmosferze,  $X_{at}(t)$ . Pracę wentylacji zaznaczono za pomocą  $\frac{dX_{at}(t)}{dt}$ , różową, przerywaną krzywą. Praca ciągła wentylacji z wydatkiem zredukowanym do  $800 \text{ m}^3/\text{h}$ .



Dawka od inhalacji u osoby dorosłej w promieniu 10 km od reaktora MARIA.

# PRODUKCJA IZOTOPÓW



$$RR = \int \sigma(E) \cdot \varphi(E) dE$$

$$N_1(t) = C_1 \cdot e^{-B_1 t}$$

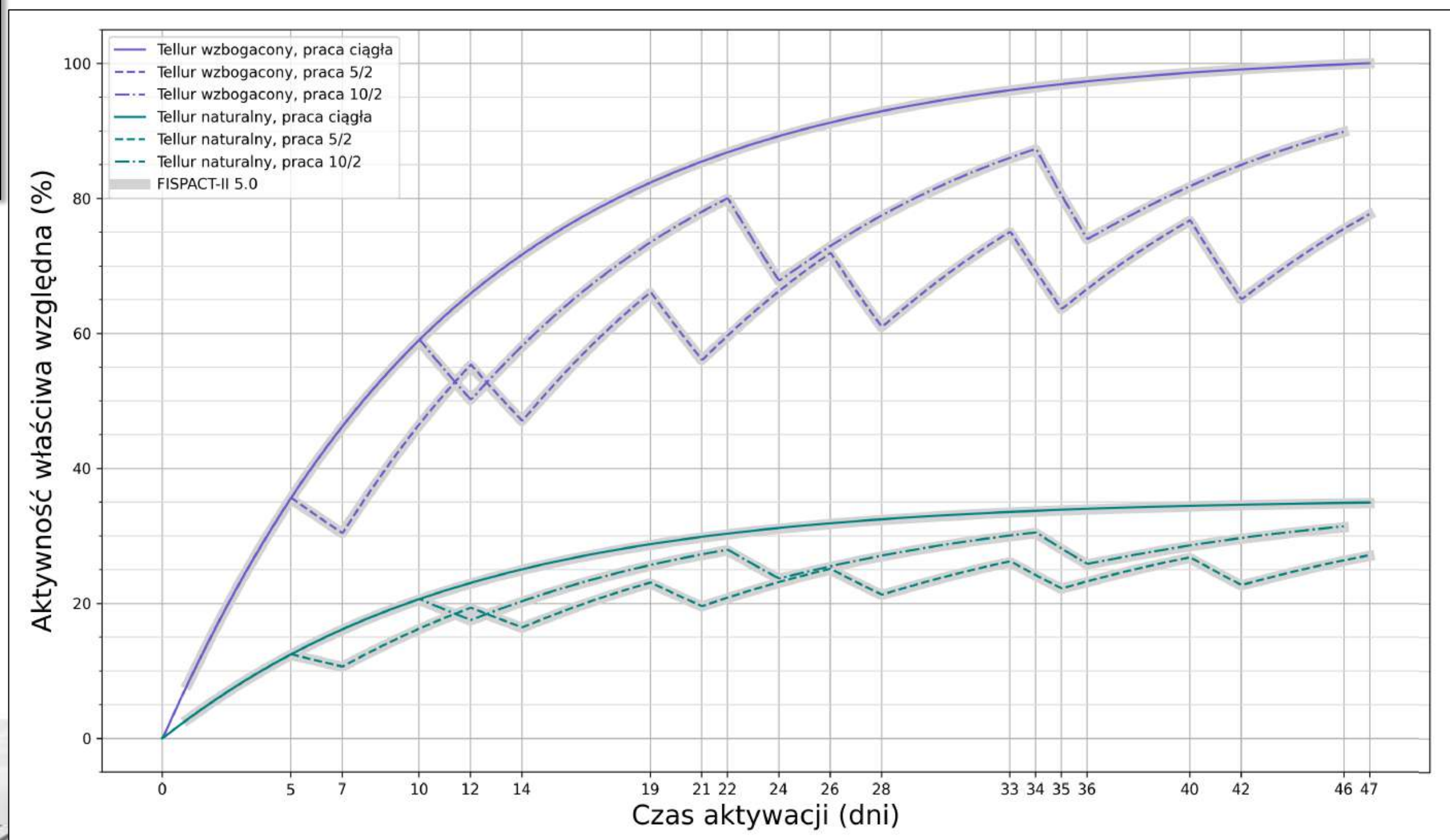
$$N_2(t) = C_1 \frac{RR_2}{B_2 - B_1} \cdot e^{-B_1 t} + C_2 \frac{RR_2}{B_2 - B_1} \cdot e^{-B_2 t}$$

$$N_3(t) = C_1 \left[ \frac{RR_2}{B_2 - B_1} \cdot \frac{0,259 \cdot \lambda_2}{B_3 - B_1} + \frac{RR_3}{B_3 - B_1} \right] \cdot e^{-B_1 t} + C_2 \frac{0,259 \cdot \lambda_2}{B_3 - B_2} \cdot e^{-B_2 t} + C_3 \cdot e^{-B_3 t}$$

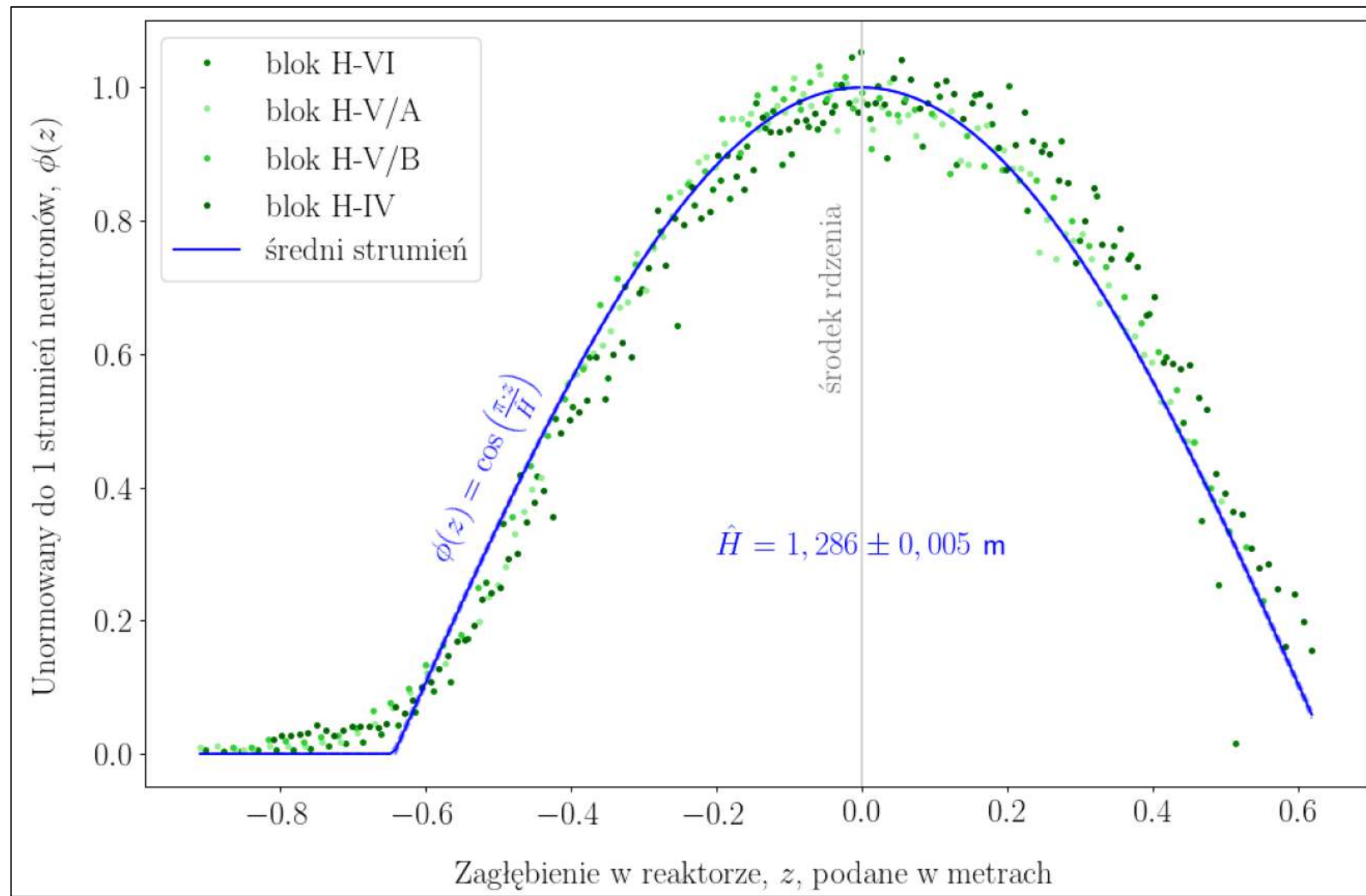
$$N_4(t) = C_1 \left[ \frac{RR_2}{B_2 - B_1} \cdot \frac{0,741 \cdot \lambda_2}{B_4 - B_1} + \frac{RR_2}{B_2 - B_1} \cdot \frac{0,259 \cdot \lambda_2}{B_3 - B_1} \cdot \frac{\lambda_3}{B_4 - B_1} + \frac{RR_3}{B_3 - B_1} \cdot \frac{\lambda_3}{B_4 - B_1} \right] \cdot e^{-B_1 t} + C_2 \left[ \frac{0,741 \cdot \lambda_2}{B_4 - B_2} + \frac{0,259 \cdot \lambda_2}{B_3 - B_2} \cdot \frac{\lambda_3}{B_4 - B_2} \right] \cdot e^{-B_2 t} + C_3 \frac{\lambda_3}{B_4 - B_3} \cdot e^{-B_3 t} + C_4 \cdot e^{-B_4 t}$$

Obliczenia, przewidujące wydajność produkcji izotopów w reaktorze MARIA:

1. Wybór miejsca w rdzeniu i określenie gęstości strumienia neutronów w tym miejscu,
2. Obliczenie szybkości reakcji dla wybranych łańcuchów reakcji,
3. Obliczenie aktywności wybranych radioizotopów przy założonym trybie pracy reaktora.



# KINETYKA REAKTORA



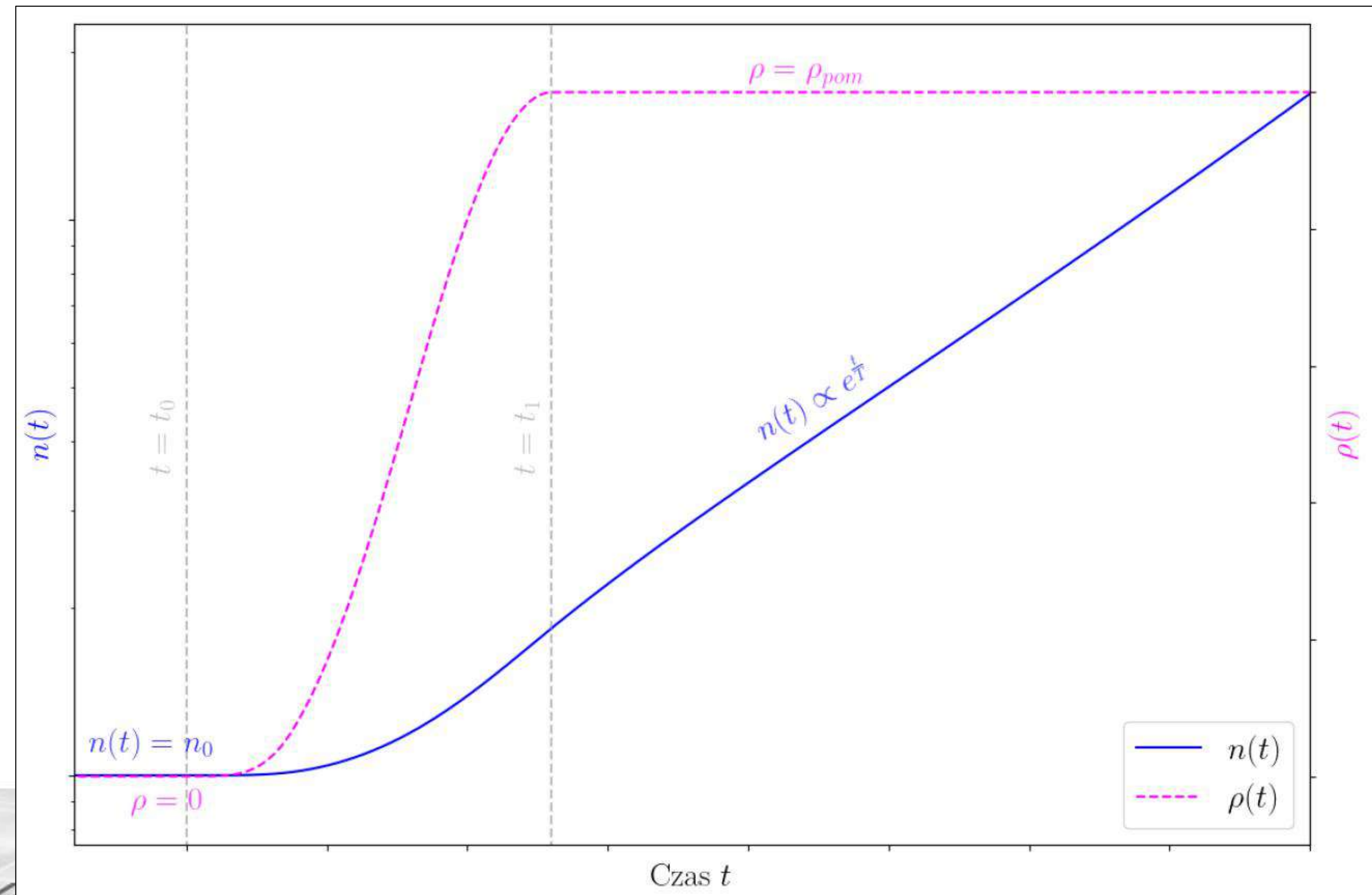
$$\vec{f}(t) = \exp\left(\int_0^t \mathbb{M}(\tau) d\tau\right) \vec{f}(0)$$

$$\frac{d}{dt} \begin{bmatrix} n(t) \\ C_1(t) \\ C_2(t) \\ \vdots \\ C_j(t) \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \frac{(\rho_s(t)-1)\beta}{\Lambda} & \lambda_1 & \lambda_2 & \dots & \lambda_j \\ \frac{\beta_1}{\Lambda} & -\lambda_1 & & & \\ \frac{\beta_2}{\Lambda} & & -\lambda_2 & & \\ \vdots & & & \ddots & \\ \frac{\beta_j}{\Lambda} & & & & -\lambda_j \end{bmatrix} \begin{bmatrix} n(t) \\ C_1(t) \\ C_2(t) \\ \vdots \\ C_j(t) \end{bmatrix}$$

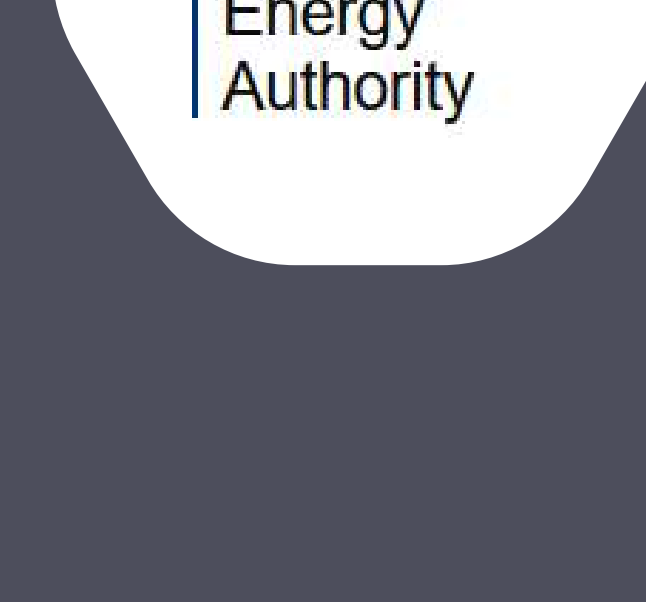
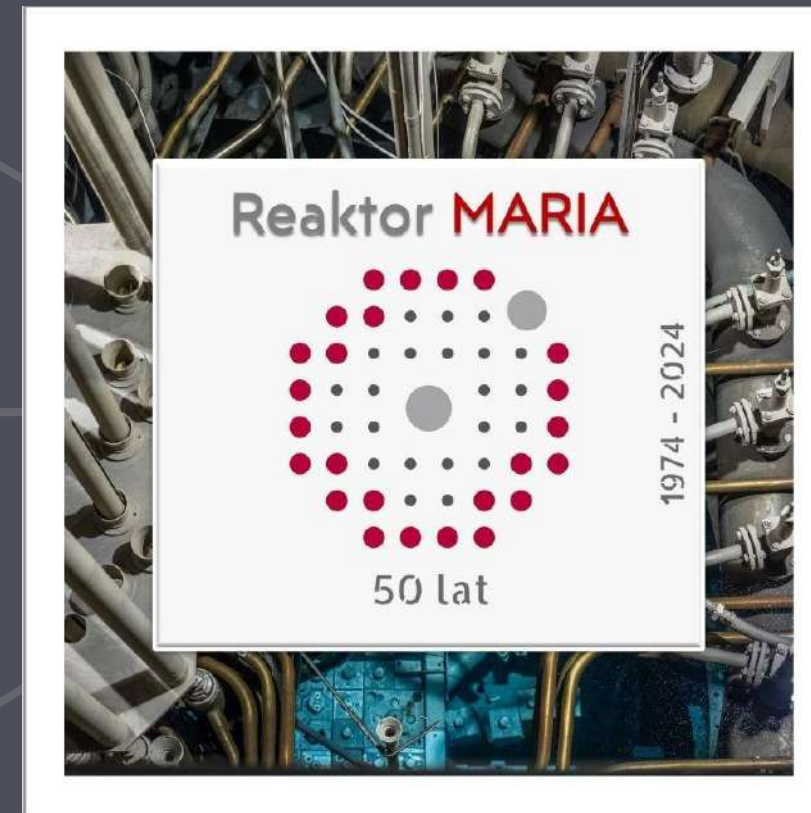
$\underbrace{\begin{bmatrix} n(t) \\ C_1(t) \\ C_2(t) \\ \vdots \\ C_j(t) \end{bmatrix}}_{\vec{f}(t)} = \underbrace{\begin{bmatrix} \dots \\ \dots \\ \dots \\ \dots \\ \dots \end{bmatrix}}_{\mathbb{M}(t)} \underbrace{\begin{bmatrix} n(t) \\ C_1(t) \\ C_2(t) \\ \vdots \\ C_j(t) \end{bmatrix}}_{\vec{f}(t)}$

Na podstawie rozwiązań równań kinetyki punktowej reaktora analizowanie takich zagadnień, jak:

1. Zmiany mocy reaktora na skutek wprowadzanej reaktywności,
2. Okres reaktora,
3. Charakterystyki prętów pochłaniających,
4. Analizy bezpieczeństwa (np. urwanie pręta kompensującego).



# Cooperation





Thank you for attention



NARODOWE  
CENTRUM  
BADAŃ  
JĄDROWYCH  
ŚWIERK

[www.ncbj.gov.pl](http://www.ncbj.gov.pl)