



Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+

mgr inż. Władysław Kiełbasa

Dyrektor Biura Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej

PGE EJ 1 Sp. z o.o.

**Seminarium Komitetu Energetyki Jądrowej SEP
Politechnika Warszawska, 28 listopada 2019 r.**

- ❖ Przed awarią TMI-2 (do 1979 r.)
 - Rozwiązania techniczne dla ograniczenia prawdopodobieństwa wystąpienia oraz opanowania i ograniczenia skutków radiacyjnych granicznej awarii projektowej (design basis accident)
 - duże rozszczelnienie obiegu chłodzenia reaktora – rozerwanie rurociągu o największej średnicy (LB LOCA)
- ❖ 28.03.1979: awaria TMI-2 (EJ Three Mile Island, blok 2), Pensylwania, USA
Ciężka awaria (stopień rdzenia) reaktora **PWR**, obudowa bezpieczeństwa nienaruszona, niewielkie skutki radiacyjne poza EJ, brak zorganizowanej ewakuacji.
- ❖ Od awarii TMI-2 do awarii czarnobylskiej (1979-1986)
 - Koncepcja zapewnienia bezpieczeństwa EJ pozostała niezmienną
 - W USA i niektórych innych krajach zachodnich wprowadzono wymogi dotyczące:
 - systemów przetwarzania i prezentacji parametrów technologicznych kluczowych dla bezpieczeństwa (safety parameter display system)
 - modyfikacji dla zapobieżenia zablokowania naturalnej konwekcji w obiegu chłodzenia reaktora przez pęcherze parowo-gazowe
 - planowania i przygotowań awaryjnych
- ❖ 26.04.1986: awaria 4 bloku Czarnobylskiej EJ, b. ZSRR (Ukraina)
Ciężka awaria reaktywnościowa reaktora **RBMK**: całkowite zniszczenie reaktora i częściowo budynku reaktora, pożar grafitu, wyrzucenie materiałów z rdzenia, bardzo duże uwolnienia substancji promieniotwórczych; ewakuacja ludności w promieniu 30 km od EJ.

- ❖ Od awarii Czarnobylskiej EJ do awarii EJ Fukushima Dai-ichi (1986-2011)
 - Wymagania przedsiębiorstw energetycznych dla nowej generacji EJ z reaktorami lekkowodnymi
 - europejskich: European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants (**EUR**), Rev. A (1994), Rev. B (1995), Rev. C (2001)
 - koncepcja rozszerzonych warunków projektowych (design extension conditions): w szczególności **opanowanie i łagodzenie skutków ciężkich awarii ze stopieniem rdzenia reaktora**
 - amerykańskich: Advanced LWR Utility Requirements Document (**URD**, EPRI), Rev. 0 (1990) – Rev. 10 (2008); wymagania dla ewolucyjnych i pasywnych projektów EJ
 - wymagania dotyczące opanowania i łagodzenia skutków ciężkich awarii
 - 1994/1996 (poprawka 2015): Konwencja Bezpieczeństwa Jądrowego (Convention on Nuclear Safety)
 - Obliguje państwa-strony Konwencji do:
 - stosowania się do zasad zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego, w szczególności dotyczących projektowania i budowy obiektów jądrowych (art. 18):
 - ✓ Stosowanie zasady tzw. „obrony w głąb” (defense in depth)
 - ✓ Stosowanie sprawdzonych rozwiązań
 - ✓ Zapewnienie niezawodności, stabilności i łatwości prowadzenia eksploatacji, z uwzględnieniem czynników ludzkich i interakcji człowiek-maszyna
 - ✓ Zapobiegania awariom, a jeśli awaria wystąpi, ograniczanie jej skutków i unikanie uwolnień radionuklidów powodujących długotrwałe skażenia poza terenem obiektu (poprawka 2015).
 - przedkładania raportów okresowych (co 3 lata) raportów o wdrażaniu Konwencji do zewnętrznego przeglądu (peer review) i na okresowe spotkania przeglądowe w MAEA
 - Nie przewiduje oczywiście żadnych zewnętrznych kontroli ani jakichkolwiek sankcji za uchybienia

❖ Od awarii Czarnobylskiej EJ do awarii EJ Fukushima Dai-ichi (1986-2011) c.d.

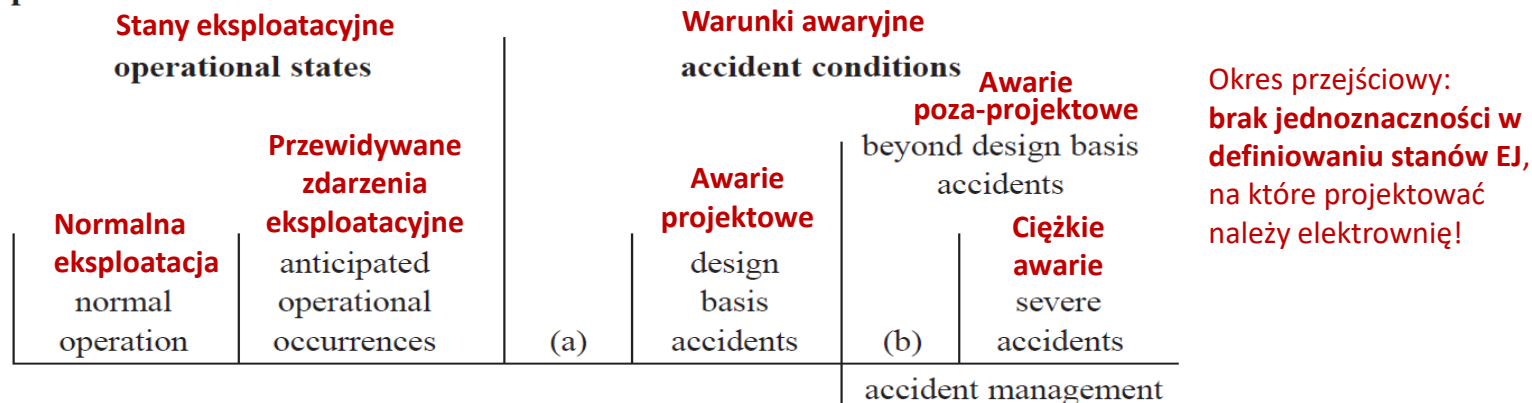
➤ Zalecenia WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association)

- 2009: WENRA (RHWG) Safety Objectives for New Power Reactors
- 2010: WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants
 - W razie awarii bez stopienia rdzenia
 - ✓ Brak lub jedynie minimalne oddziaływanie radiacyjne na zewnątrz EJ
 - ✓ Ograniczenie prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia
 - ✓ Właściwe uwzględnienie zagrożeń zewnętrznych przy wyborze i ocenie lokalizacji EJ
 - W razie awarii ze stopieniem rdzenia – ograniczenie uwolnień substancji promieniotwórczych (włączając uwolnienia późne)
 - ✓ Praktyczne wykluczenie sekwencji awarii mogących prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień substancji promieniotwórczych → wg. EUR Rev. C (2001) i Rev. D (2012) oraz polskiego „rozporządzenia projektowego” (2012):
 - wybuch wodoru
 - wybuch parowy
 - awaria reaktywnościowa
 - uszkodzenie zbiornika reaktora przy wys. ciśnieniu (wyrzut materiału stopionego rdzenia i bezp. grzanie obudowy bezpieczeństwa, powstawanie odłamków o wysokiej energii)
 - ✓ W przypadku sekwencji awarii, które nie są praktycznie wykluczone: zastosowanie takich rozwiązań projektowych aby potrzebne działania ochronne (interwencyjne) były ograniczone w czasie i przestrzeni oraz był zapewniony wystarczający czas do ich wprowadzenia

❖ Od awarii Czarnobylskiej EJ do awarii EJ Fukushima Dai-ichi (1986-2011) c.d.

- Nowe wytyczne MAEA dot. rozwiązań projektowych EJ, włączając opanowanie i ograniczenie skutków awarii poza-projektowych, w tym ciężkich ze stopieniem rdzenia
 - 1999: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants (75-INSAG-3 Rev. 1) → koncepcja „obrony w głąb” (defense-in-depth) – 5 niezależnych poziomów obrony
 - 2000: Safety of Nuclear Power Plants: Design (NS-R-1)

plant states:



- (a) Accident conditions which are not explicitly considered design basis accidents but which are encompassed by them.
- (b) Beyond design basis accidents without significant core degradation.

- Projekt nowelizacji dokumentu NS-R-1 (DS414) - wydanego w 2012 r. jako **SSR-2/1**, zawierający koncepcje i kryteria bezpieczeństwa EJ zgodne z zaleceniami WENRA i EUR
 - ✓ rozszerzone warunki projektowe (design extension conditions) – zamiast awarii poza-projektowych (BDDBA)
 - ✓ ograniczenie prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia
 - ✓ praktyczne wykluczenie sekwencji awarii mogących prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień substancji promieniotwórczych
 - ✓ ograniczenie oddziaływania radiacyjnego EJ na otoczenie w warunkach awaryjnych

❖ 11.03.2011: awaria EJ Fukushima Dai-ichi (bloków 1-4), Japonia

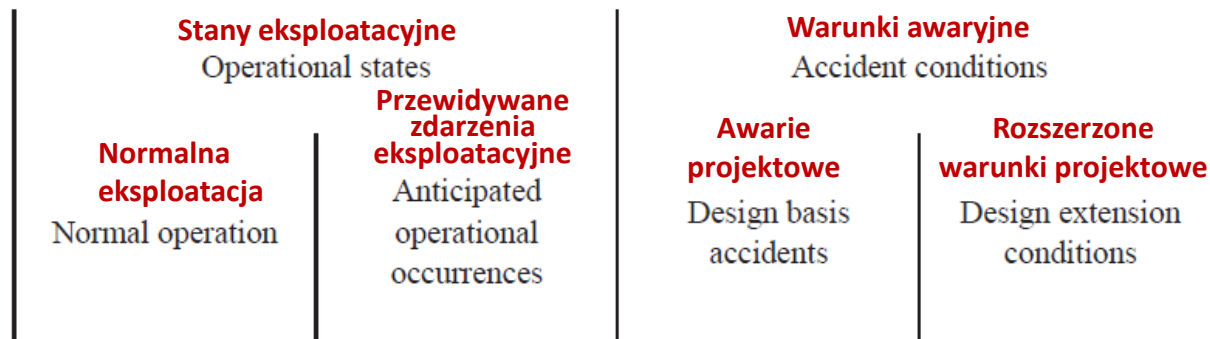
Ciężkie awarie (stopień rdzeni) reaktorów **BWR** (nr 1-3) oraz uszkodzenie paliwa jądrowego w basenie wypalonego paliwa (reaktora nr 4) – na skutek zalania terenu EJ przez falę tsunami, zniszczenie górnych części budynków reaktorów 1, 3 i 4 (wskutek wybuchu wodoru), uszkodzenie obudów bezpieczeństwa reaktorów 1-3, poważne skutki radiacyjne (ewakuacja ludności w odległości max do 20 km od EJ – w kierunku płn.-wsch.).

❖ Okres po awarii EJ Fukushima Dai-ichi

- 13.05.2011: nowelizacja ustawy Prawo atomowe (przygotowana przed awarią w Fukushima)
 - Art. 36c ust. 1 pkt 2: koncepcja „obrony w głąb” (defense-in-depth)
 - Art. 36c ust. 1 pkt 3: stabilność i niezawodność, interakcje człowiek-maszyna
 - Art. 36c ust. 2: w razie awarii ze stopniem rdzenia - **praktyczne wykluczenie** sekwencji zdarzeń prowadzących do:
 - ✓ wczesnych uwolnień substancji promieniotwórczych, gdy wymagane są działania interwencyjne dla ochrony zdrowia ludności lecz brak jest czasu na ich przeprowadzenie
 - ✓ dużych uwolnień substancji promieniotwórczych wymagających nieograniczonych w przestrzeni lub czasie działań interwencyjnych
 - Art. 36f ust.2: kryteria radiacyjne dla obszaru ograniczonego użytkowania
 - ✓ w stanach eksploatacyjnych: roczna dawka skuteczna 0,3 mSv
 - ✓ w razie awarii bez stopienia rdzenia: roczna dawka skuteczna 10 mSv
 - Art. 36j: klasyfikacja bezpieczeństwa systemów, konstrukcji i urządzeń
- 12.2011-04.2012: „stress testy” europejskich EJ (UE+Szwajcaria+Ukraina), z zewnętrzną oceną (peer review) koordynowaną przez ENSREG → rekomendacje dot. poprawy:
 - odporności EJ na skrajne zagrożenia naturalne (szczególnie sejsmiczne i powodziowe)
 - niezawodności zasilania elektrycznego i odprowadzenia ciepła z reaktora do „ostatecznego ujęcia ciepła”

❖ Okres po awarii EJ Fukushima Dai-ichi c.d.

- 05.2012: nowe wymagania MAEA dot. projektu EJ (nie uwzględniające jeszcze wniosków z awarii Fukushima) - Safety of Nuclear Power Plants: Design (SSR-2/1)
 - Zdefiniowanie 3-ch fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa
 - Nowa klasyfikacja stanów EJ, wprowadzenie pojęcia „rozszerzone warunki projektowe” (design extension conditions) – jednak jeszcze bez podziału na 2 podkategorie **plant states (considered in design)**



- Praktyczne wykluczenie sekwencji awarii mogących prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień substancji promieniotwórczych
- 31.08.2012: wydanie rozporządzeń do Prawa atomowego: „projektowego” i „o analizach bezpieczeństwa” → Implementacja najnowszych, międzynarodowo uznanych wymagań bezpieczeństwa jądrowego dla projektowania EJ, opartych o:
 - wytyczne MAEA (NS-R-1, DS414/SSR-2/1), zalecenia WENRA, wymagania EUR Rev. C, wnioski ze „stress testów” europejskich EJ, oraz wybrane wymagania wiodących w EJ krajach (USA – 10CFR50, Finlandia)

❖ Okres po awarii EJ Fukushima Dai-ichi c.d.

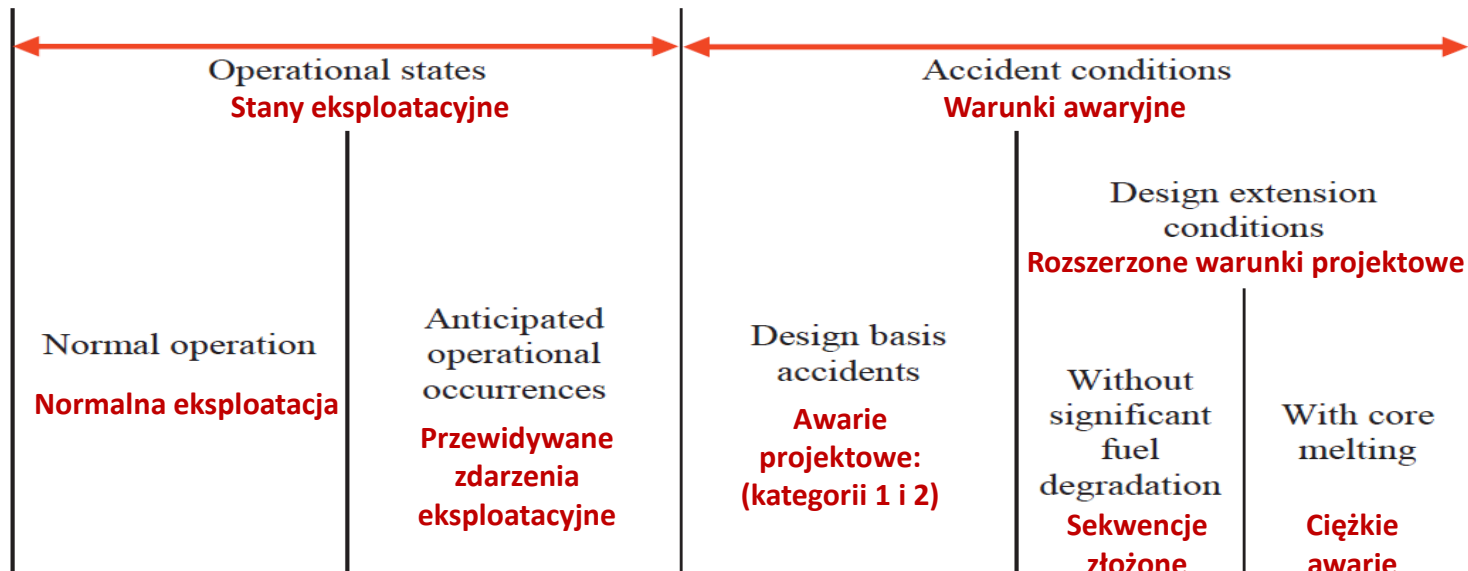
- 10.2012: EUR Rev. D – częściowe uwzględnienie wniosków z awarii Fukushima, kryteria bezpieczeństwa EJ nie zmienione w stosunku do Rev. C
- 2013: Znowelizowany raport WENRA RHWG: „Report. Safety of new NPP designs”
- 5.12.2013: nowa Dyrektywa 2013/59/ EURATOM ustanawiająca normy ochrony przed promieniowaniem jonizującym
- 2014: nowe normy MAEA ochrony przed promieniowaniem – Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards (GSR Part 3)
- 8.07.2014: znowelizowana Dyrektywa Bezpieczeństwa Jądrowego 2014/87/EURATOM, m.in. wymogi dotyczące:
 - Zapewnienia kompetencji i niezależności dozoru jądrowego
 - Zapobiegania awariom, a w przypadku zajścia awarii – ograniczenie jej skutków, oraz unikanie:
 - ✓ wczesnych uwolnień substancji promieniotwórczych, które wymagałyby podjęcia poza terenem obiektu działań interwencyjnych w sytuacji awaryjnej, lecz na wdrożenie których nie byłoby wystarczającego czasu
 - ✓ dużych uwolnień promieniotwórczych, które wymagałyby podjęcia działań interwencyjnych, które nie mogłyby być ograniczone w przestrzeni lub czasie
 - Prowadzenia (nie rzadziej jak co 10 lat) okresowych przeglądów bezpieczeństwa oraz (co najmniej co 6 lat) wzajemnych ocen (peer review) przez państwa członkowskie
- 12.2014: URD-EPRI Rev. 13 (najnowsza wersja) - uwzględnienie wniosków z awarii Fukushima
- 2015: nowe wymagania MAEA nt. przygotowań i reagowania awaryjnego, uwzględniające wnioski z awarii w Fukushima - Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency. General Safety Requirements (GSR Part 7)

❖ Okres po awarii EJ Fukushima Dai-ichi c.d.

- 2.2016: zrewidowane wymagania MAEA dot. projektu EJ, z uwzględnieniem wniosków z awarii w Fukushimie - Safety of Nuclear Power Plants: Design (SSR-2/1 Rev. 1)
 - Zmodyfikowana klasyfikacja stanów EJ: podział „rozszerzonych warunków projektowych” na 2 podkategorie (zgodnie z koncepcją wypracowaną przez Organizację EUR)

plant states (*considered in design*)

Stany EJ uwzględnione w projekcie

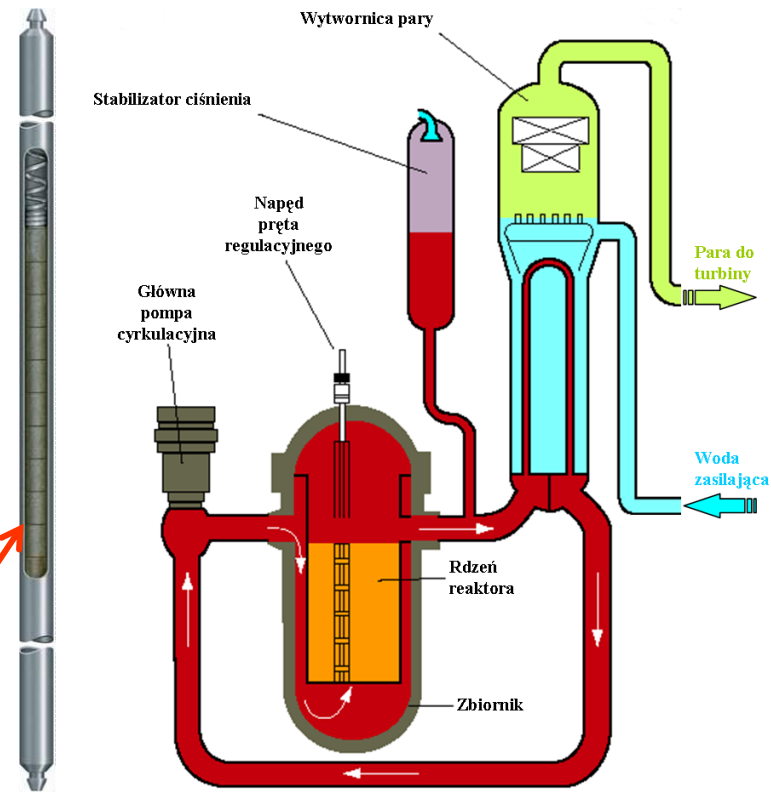
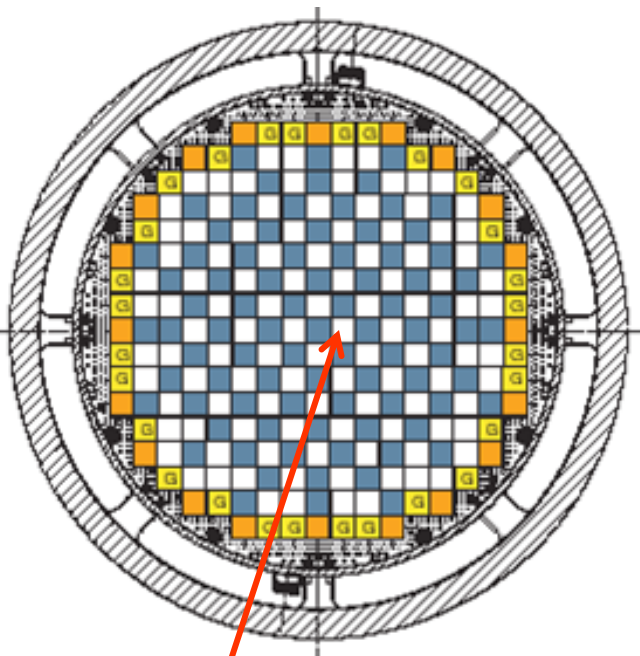


- Dodatkowe wymagania dot. w szczególności: odporności na zagrożenia zewnętrzne, niezawodności zasilania elektrycznego i chłodzenia reaktora, oraz bezpieczeństwa magazynowania wypalonego paliwa jądrowego

❖ Okres po awarii EJ Fukushima Dai-ichi c.d.

- 12.2016: EUR Rev. E – kompleksowe uwzględnienie wniosków z awarii Fukushima:
 - Zmodyfikowane kryteria bezpieczeństwa EJ:
 - dla awarii bez stopienia rdzenia
 - dla awarii ze stopieniem rdzenia
 - Nowa klasyfikacja i wymogi dotyczące odporności EJ na zagrożenia zewnętrzne
 - Rozszerzona lista praktycznie wykluczonych sekwencji awaryjnych
 - Zwiększone wymogi dot. zapewnienia autonomii EJ niezawodności zasilania elektrycznego (spójne z polskimi – wg. rozporządzenia „projektowego”)
- 13.06.2019: obszerna nowelizacja ustawy Prawo atomowe → implementacja:
 - Dyrektyw UE dot.:
 - bezpieczeństwa jądrowego (2009/71/EURATOM, 2014/87/EURATOM)
 - norm ochrony przed promieniowaniem (2013/59/EURATOM)
 - Wymagań MAEA dot. przygotowań i reagowania na zdarzenia radiacyjne (GSR Part 7)
- **W polskich przepisach uwzględniono najnowsze wymagania bezpieczeństwa jądrowego dla EJ, zanim (często znacznie wcześniej) pojawiły się one w:**
 - standardach bezpieczeństwa MAEA (SSR-2/1 - 2012, SSR-2/1 Rev. 1 – 2016)
 - znowelizowanej Dyrektywie Bezpieczeństwa Jądrowego (2014/87/EURATOM – 2014)
 - najnowszych wydaniach wymagań przedsiębiorstw energetycznych (URD-EPRI Rev. 13 – 2014, EUR Rev. E – 2016)
- **W wielu krajach (m.in. w USA) dotychczas nie wprowadzono w życie wymagań MAEA zawartych w dokumencie SSR-2/1 Rev. 1**

ŹRÓDŁO ZAGROŻENIA – SUBSTANCJE PROMIENIOTWÓRCZE W RDZENIU I OBIEGU CHŁODZENIA REAKTORA



- ❖ Rdzeń: $3,7 \cdot 10^{20}$ Bq (10^{10} Ci), >200 nuklidów → produkty rozszczepienia (głównie) + transuranowce
 - w szczelinie pod koszulką el. paliwowego: ~1% całości → Kr, Xe, J, Br, Cs, Rb, Sr, Ba, Te, Se
- ❖ Woda obiegu pierwotnego: $1,1 \cdot 10^{15}$ Bq ($\sim 3 \cdot 10^4$ Ci) → gazowe i lotne produkty rozszczepienia (Kr, Xe, J) + produkty aktywacji: wody, produktów korozji i chemikaliów (w tym tryt – z H_3BO_3) $\Leftarrow 3 \cdot 10^{-4}\%$
- ❖ Uwolnienie do atmosfery już $3,7 \cdot 10^{13}$ Bq (10^3 Ci) – przy niekorzystnych warunkach atmosferycznych – może spowodować otrzymanie w odległości 1 km od EJ max dawek dopuszczalnych

WSPÓLNA CECHA EJ III GENERACJI – ODPORNOŚĆ NA CIĘŻKIE AWARIE

Po awariach w TMI-2 i w Czarnobylu zaprojektowano **reaktory generacji III/III+**

Przy EJ II generacji **przyjmowano, że awarie zdarzające się niestęchanie rzadko** – np. raz na 100 000 lat lub rzadziej – **można pominąć**, bo powodują one małe ryzyko w porównaniu z innymi zagrożeniami dla zdrowia i życia ludzkiego

Natomiast przy projektowaniu EJ III generacji **zakładamy, że** - pomimo wszystkich środków bezpieczeństwa - **dojdzie jednak do takiej skrajnie mało-prawdopodobnej, ciężkiej awarii ze stopieniem rdzenia reaktora** – i wymagamy, by nawet wówczas **reaktor nie powodował zagrożenia dla ludności**

Przewidywany zasięg poważniejszych skutków radiacyjnych ciężkiej awarii reaktora III. generacji to **800 m** (wymogi EUR Rev. C i Rev. D)



NAJWAŻNIEJSZE WYMAGANIA BEZPIECZEŃSTWA DLA EJ GENERACJI III/III+



Strategia „obrony w głąb”

- zastosowanie **5 niezależnych** od siebie poziomów bezpieczeństwa
- nie polegamy na jakimkolwiek pojedynczym zabezpieczeniu (systemie, urządzeniu)

„Praktyczne wykluczenie”

wykluczenie wczesnych i/lub dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do otoczenia

Prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia reaktora

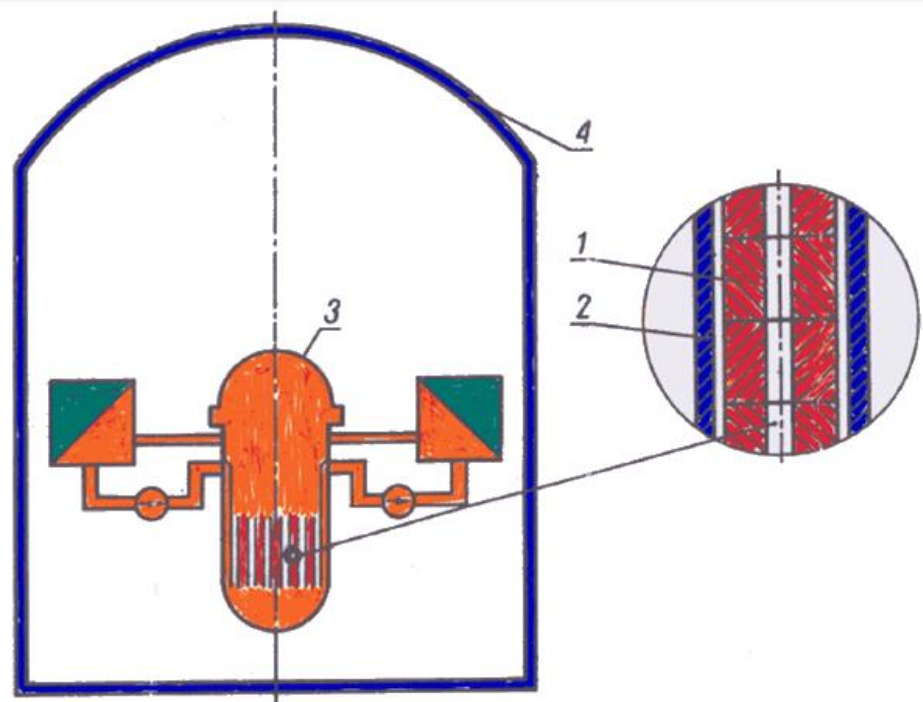
ok. 100-krotnie niższe jak reaktorów II. generacji

Ograniczone w przestrzeni skutki radiologiczne awarii

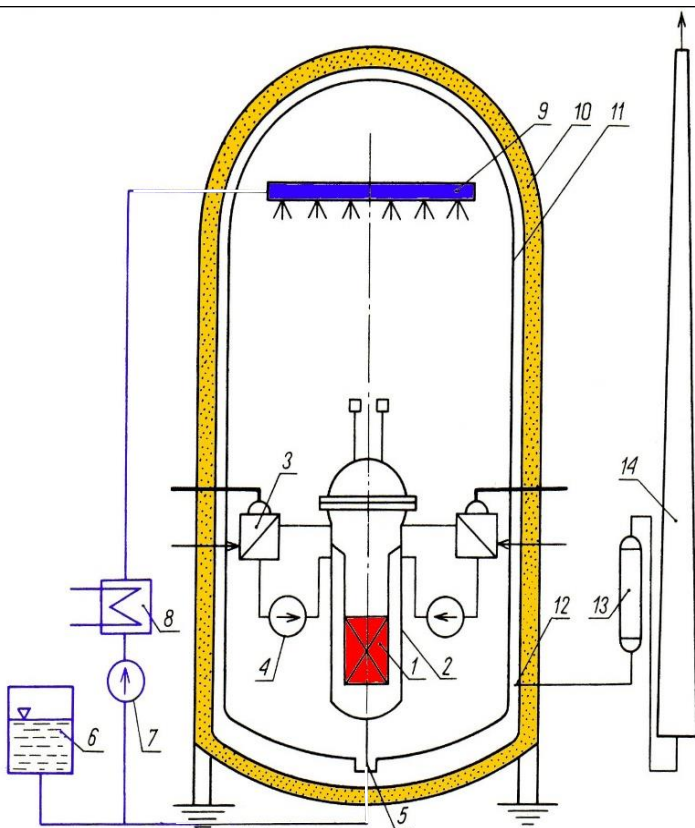
(włączając ciężkie awarie – ze stopieniem rdzenia reaktora)



ELEMENT „OBRONY W GŁĘB” → UKŁAD 4-CH BARIER OCHRONNYCH
BEZPIECZEŃSTWO ZACHOWANE W RAZIE UTRATY DWÓCH, A NAWET TRZECH Z NICH



1. *Pastyłki paliwowe (zatrzymują ~99% produktów rozszczepienia)*
2. *Koszulka elementu paliwowego*
3. *Obieg chłodzenia reaktora*
4. *Obudowa bezpieczeństwa*



Obudowa bezpieczeństwa – czwarta bariera ograniczająca wydostawanie się produktów rozszczepienia z reaktora

1 – rdzeń, 2 – zbiornik reaktora, 3 – wytwornica pary, 4 – pompa, 5 – studzienka ściekowa, 6 – zbiornik układu zraszania, 7 – pompa układu zraszania, 8 – chłodnica, 9 – zespół dysz zraszania, 10 – zewnętrzna powłoka betonowa, 11 – wewnętrzna powłoka stalowa, 12 – odprowadzenie gazów z przestrzeni między powłokami, 13 – filtr, 14 – komin

- ❖ **Funkcje obudowy bezpieczeństwa**
 - zatrzymywanie i izolacja od otoczenia substancji promieniotwórczych
 - redukcja / usuwanie radionuklidów i gazów palnych z atmosfery obudowy oraz długookresowe odprowadzanie ciepła
 - ochrona przed skutkami zdarzeń zewnętrznych jak: uderzenie samolotu lub eksplozja chemiczna
 - osłona przed promieniowaniem
- ❖ **Konstrukcja obudowy**
 - wytrzymuje max ciśnienie awaryjne (~0,5 MPa), zapewniając wymaganą szczelność (max przecieki: 0,25% obj./d)
 - jedno-powłokowa ze sprężonego żelbetu z wykładziną stalową, lub dwu-powłokowa: wewnętrzna – stalowa lub ze sprężonego żelbetu z wykładziną stalową, zewnętrzna – ze zbrojonego betonu
 - przepusty, śluzy i szybko-odcinająca armatura
- ❖ **Układ zraszania obudowy**
 - zmniejsza awaryjne ciśnienie wewnątrz obudowy
 - przyspiesza wmywanie radioaktywnych aerozoli (głównie jodu) wewnątrz obudowy (do wody dodaje się: N₂H₄ – hydrazynę lub NaOH)
 - zasilany z awaryjnego generatora diesla
- ❖ **Chwytnacz rdzenia (gdy nie jest możliwe utrzymanie stopionego rdzenia w zbiorniku reaktora)**

I. Poziom: zapobieganie odchyleniom od normalnej eksploatacji i uszkodzeniom ⇒ wysoka jakość i niezawodność

- solidny projekt → duże zapasy bezpieczeństwa, inherentne bezpieczeństwo (stabilność, samoregulacja), zwielokrotnienie, różnorodność i niezależność systemów ważnych dla bezpieczeństwa
- zapewnienie jakości (projektowania, budowy i eksploatacji) + wysokie kwalifikacje personelu
- kultura bezpieczeństwa (bezpieczeństwo zawsze nadrzędne)

II. Poziom: nadzór technologiczny ⇒ wykrywanie i opanowywanie odchyłeń od normalnej eksploatacji aby zapobiec awariom

- wykrywanie i opanowywanie skutków uszkodzeń przez „normalne” systemy EJ, jak układ redukcji mocy i normalnego wyłączenia reaktora;
- właściwe procedury eksploatacyjne i wysokie kwalifikacje personelu eksploatacji

III. Poziom: opanowywanie awarii projektowych ⇒ systemy bezpieczeństwa i działania operatorów

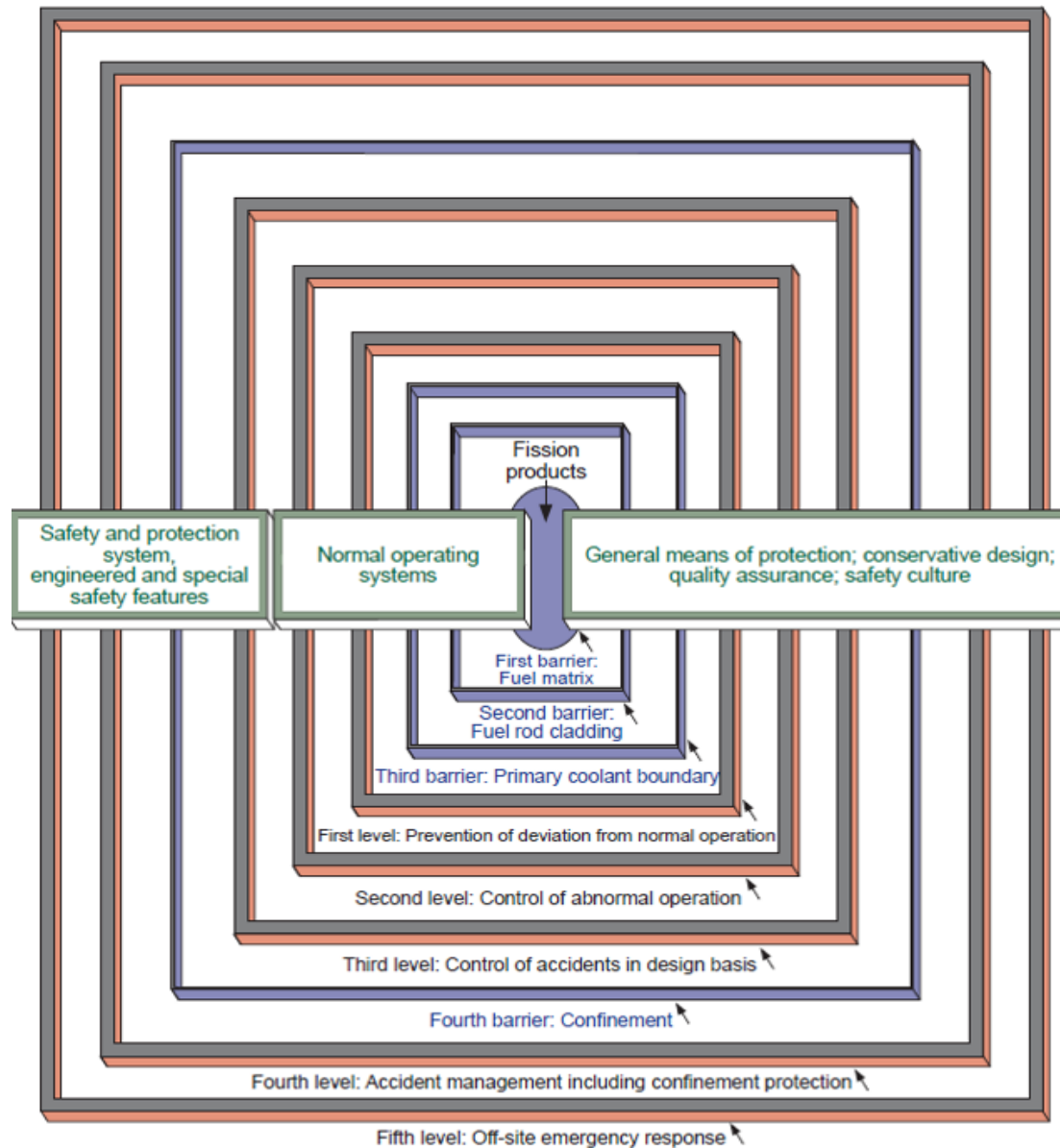
- wbudowane cechy bezpieczeństwa EJ
- systemy bezpieczeństwa:
 - ✓ system zabezpieczeń reaktora
 - ✓ system awaryjnego chłodzenia i inne systemy (uruchamiane samoczynnie w razie awarii)
- system obudowy bezpieczeństwa - chroniąca przed uwolnieniem substancji promieniotwórczych do otoczenia
- awaryjne procedury eksploatacyjne + wyszkolenie i systematyczne szkolenie operatorów

IV. Poziom: ograniczanie skutków ciężkich awarii ⇒ minimalizacja uwolnień substancji promieniotwórczych z EJ w razie uszkodzenia rdzenia → dodatkowe dedykowane systemy bezpieczeństwa i działania operatorów

- utrzymanie integralności i efektywności obudowy bezpieczeństwa
 - ✓ zapobieganie wybuchowi wodoru w obudowie lub
 - ✓ uszkodzeniom obudowy przez stopiony rdzeń reaktora
- działania operatorów (zgodnie z wytycznymi opanowania ciężkich awarii – severe accident management guidelines)

V. Poziom: działania interwencyjne ⇒ łagodzenie skutków radiologicznych awaryjnych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska → działania interwencyjne

- podanie pastylek jodu obojętnego, zalecenie pozostania w domach, czasowe wstrzymanie wypasu bydła w razie skażenia pastwisk, czasowa ewakuacja ludności z najbliższego otoczenia EJ



❖ Fundamentalne funkcje bezpieczeństwa

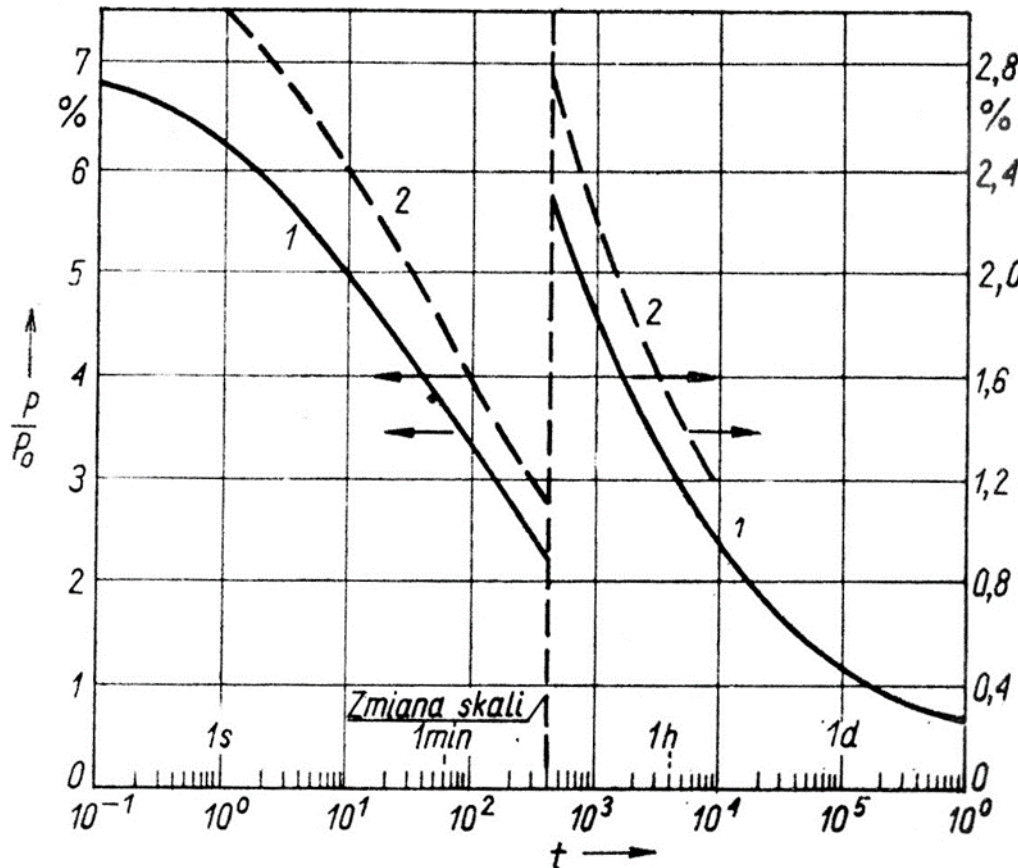
- I. Sterowanie reaktywnością (tj. bilansem neutronów w rdzeniu reaktora)
- II. Odprowadzanie ciepła z rdzenia reaktora
- III. Zatrzymywanie substancji promieniotwórczych, ograniczanie i kontrolowanie ich uwolnień do środowiska w stanach eksploatacyjnych, oraz ograniczanie uwolnień w warunkach awaryjnych

❖ Systemom, konstrukcjom i urządzeniom EJ przypisuje się klasę bezpieczeństwa → zależnie od ważności wypełnianych przez nie funkcji bezpieczeństwa

- wymagania techniczne (w normach technicznych dla urządzeń jądrowych) różnicuje zależnie od klasy bezpieczeństwa

❖ Podstawowe problemy bezpieczeństwa reaktorów wodnych

- Awarie reaktywnościowe (niekontrolowany wzrost mocy) nie stwarzają istotnego zagrożenia
- Kluczowe problemy bezpieczeństwa
 - Niezawodne odprowadzenie ciepła powyłączeniowego z rdzenia
 - Ograniczenie uszkodzeń paliwa w razie awarii (opracowanie nowego paliwa: accident tolerant fuel - ATF)
 - Ograniczenie awaryjnych uwolnień substancji promieniotwórczych → utrzymanie funkcji obudowy bezpieczeństwa
 - integralność (utrzymanie stopionego rdzenia w zbiorniku reaktora lub chwytacz rdzenia, rekombinacja wodoru, chłodzenie)
 - szczelność
 - usuwanie radionuklidów



Zanik grzania powyłączeniowego powodowanego rozpadem produktów rozszczepienia ^{235}U w reaktorze termicznym

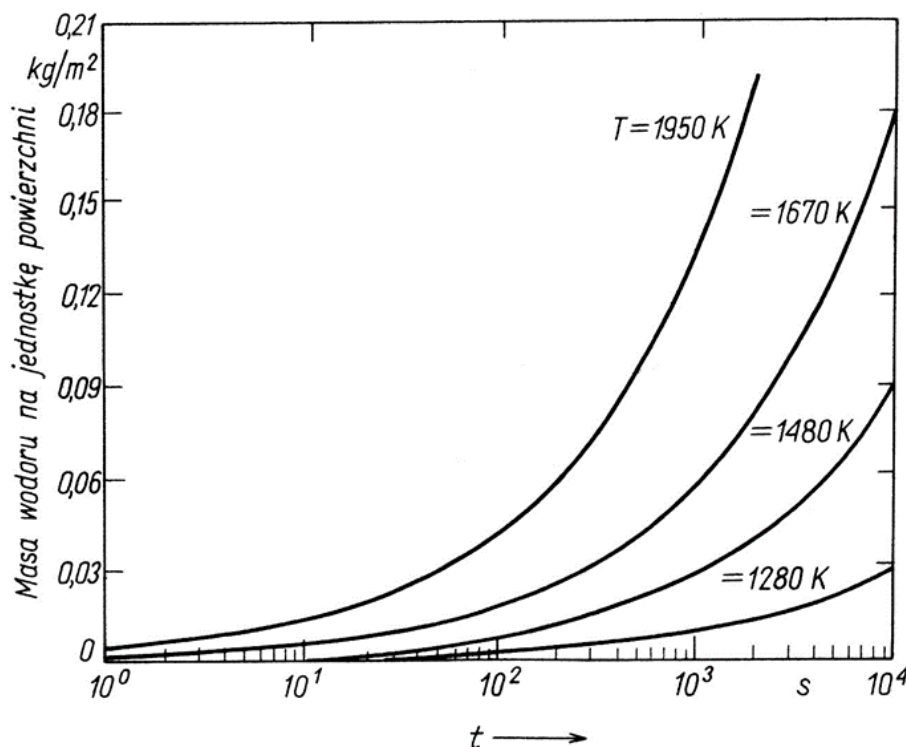
1 — krzywa wartości oczekiwanych wg danych doświadczalnych podana w normie American Nuclear Society,

2 — krzywa wartości o 20% większych niż oczekiwane, przyjmowana w analizach bezpieczeństwa

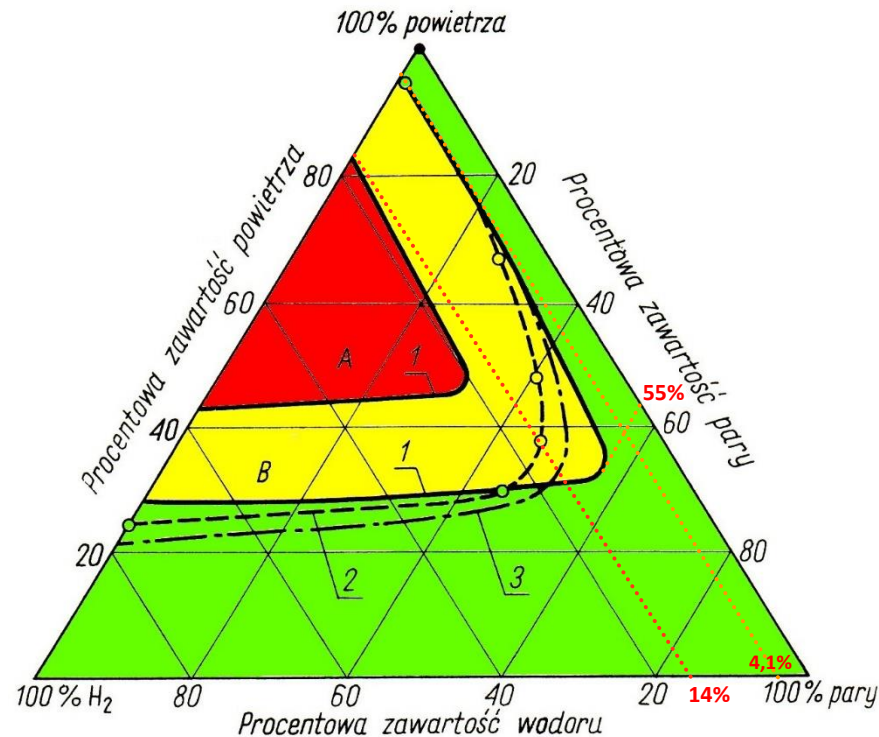
- ❖ Ciepło powyłączeniowe powstaje na skutek
 - Rozszczepień wywołanych neutrony opóźnione (w 1-szej minucie po wyłączeniu reaktora)
 - Rozpadów promieniotwórczych produktów rozszczepienia (głównie) i izotopów ciężkich pierwiastków
- ❖ Ciepło powyłączeniowe musi być odprowadzone z reaktora aby zapobiec przegrzaniu i uszkodzeniu paliwa, co doprowadziłoby do znacznych uwolnień substancji promieniotwórczych zawartych w paliwie

- ❖ Egzotermiczna reakcja cyrkonu z koszulek elementów paliwowych z wodą:
 $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + Q$ (6420 J/kgZr)
 - reakcja zaczyna się przy 900 °C, jej intensywność wzrasta z temperaturą (zwłaszcza >1300 °C, przy 1550÷1650 °C reakcja staje się autokatalityczną)
 - utlenianie koszulek grożące ich degradacją
 - wydzielenie znacznych ilości ciepła i wodoru (dodatkowo spalanie wydzielonego wodoru → 5200 J/kgZr)
 - Limity bezpieczeństwa dla paliwa:
 - temperatura koszulki paliwowej ≤ 1204 °C
 - głębokość utlenienia koszulki ≤ 17%, masa utlenionego Zr ≤ 1%
 - geometria umożliwiająca chłodzenie
 - entalpia paliwa ≤ 837 kJ/kg

Wytwarzanie wodoru na jednostkę powierzchni wskutek reakcji cyrkonu z parą wodną wg wzoru Cathcarta-Pavela.



Zagrożenie niekontrolowanym zapłonem lub detonacją w obudowie bezpieczeństwa wodoru wydzielonego w reakcji cyrkonu z wodą



Obszar możliwego spalania wodoru w mieszaninie parowo-powietrznej.

A — obszar możliwych wybuchów wodoru; B — obszar możliwego spalania wodoru; 1 — $T = 20 - 86^{\circ}\text{C}$, $p = 101 \text{ kPa}$; 2 — $T = 149^{\circ}\text{C}$, $p = 101 \text{ kPa}$; 3 — $T = 149^{\circ}\text{C}$, $p = 892 \text{ kPa}$

Obszary możliwego spalania lub detonacji mieszaniny wodoru z powietrzem i parą wodną

Granice obszaru palności mieszaniny zależą od temperatury i ciśnienia

- Przy stężeniach wodoru <4,1% nie występuje propagacja płomienia
- Spalanie wodoru nie zachodzi też przy zawartości pary wodnej >55%
- Detonacja wodoru możliwa przy stężeniach >14% (przy dużej zawartości powietrza i małej zawartości pary wodnej) → w analizach bezpieczeństwa przyjmuje próg wybuchowości =10% H₂

❖ Wymagania bezpieczeństwa

- Reaktor i związane z nim układy nie mogą posiadać wbudowanych cech, które mogłyby spowodować znaczny, niekontrolowany wzrost reaktywności
(reaktywność: $\rho = (k_{ef} - 1) / k_{ef}$ – parametr fizyczny określający bilans neutronów w reaktorze)
- Wymaga się stabilności i samoregulacji, tak aby łączny efekt fizycznych sprzężeń zwrotnych ograniczał wzrost mocy reaktora

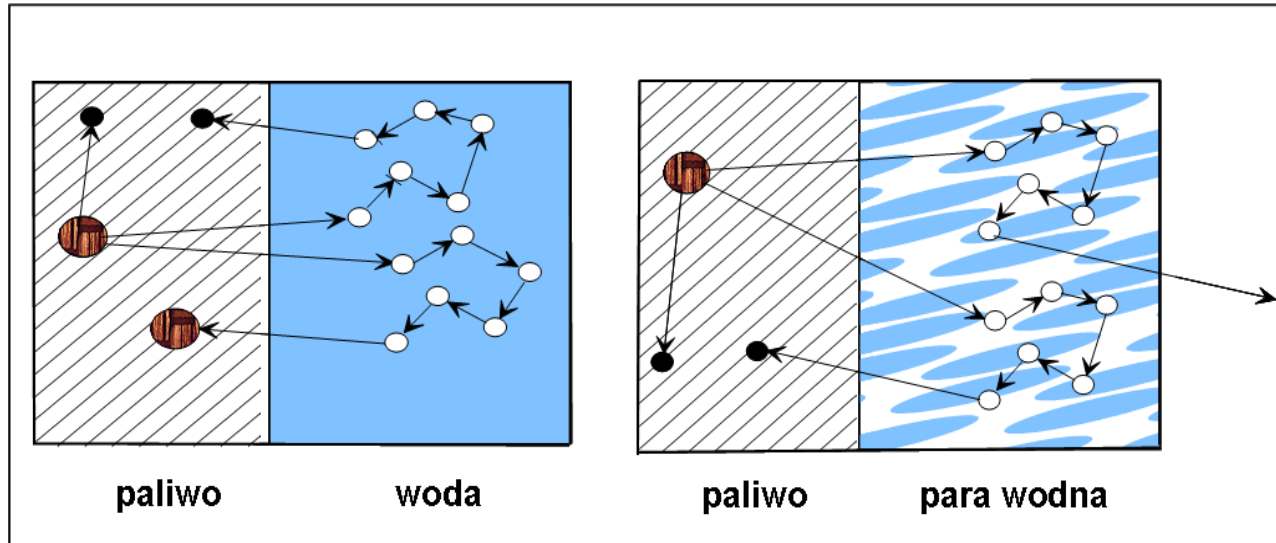
❖ Wymagania te są łatwe do spełnienia przez reaktory lekkowodne (woda jest moderatorem neutronów i chłodziwem) \Leftarrow ujemne sprzężenie zwrotne od mocy reaktora:

- silne ujemne sprzężenie zwrotne od temperatury moderatora
- ujemne sprzężenie zwrotne od temperatury paliwa (efekt Dopplera)

❖ Paliwo odporne na awarie (accident tolerant fuel, ATF) \rightarrow B+R + testy w reaktorach (Westinghouse, Framatome, GNF, TVEL-Rosatom, Lightbridge)

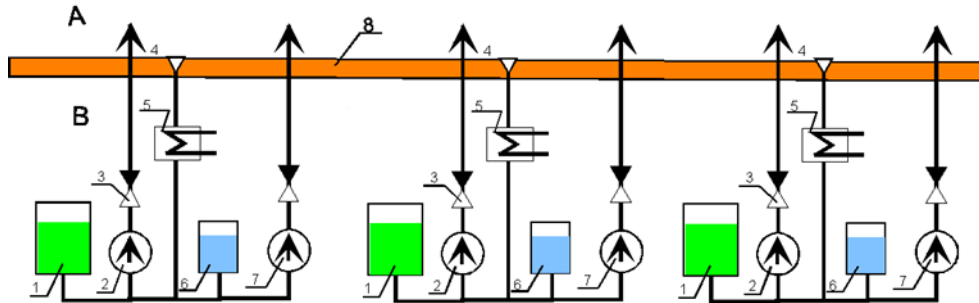
- Koszulki paliwowe
 - ze stopu cyrkonowego (Zircaloy, Zr+Nb) z powłoką ochronną (Cr, Fe+Cr+Al)
 - z materiałów nie zawierających Zr (Fe+Cr+Al, Cr+Ni, SiC - korund)
- Pastyłki paliwowe
 - UO_2 domieszkowane Cr
 - krzemek uranu (U_3Si_2)
 - stop U-Mo

- ❖ **Wzrost temperatury moderatora** (zwłaszcza wrzenie) powoduje → zmniejszenie jego gęstości i pogorszenie spowalniania neutronów + zwiększenie ich ucieczki poza rdzeń → ujemny efekt reaktywnościowy temperatury moderatora (w PWR efekt ten zależy od stężenia H_3BO_3)

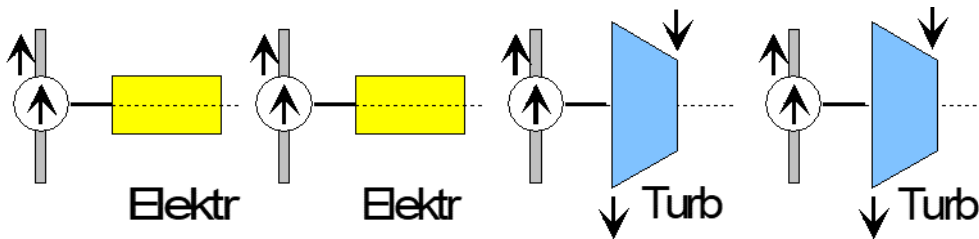


Ilustracja bilansu neutronów (wychwył, spowalnianie, ucieczka) w reaktorze wodnym przed i po odparowaniu wody

- ❖ **Wzrost temperatury paliwa** → zwiększenie pochłaniania rezonansowego neutronów (efekt Dopplera) → zmniejszenie ilości rozszczepień ($\sigma_f \sim 1/v$) → ujemny efekt reaktywnościowy temperatury paliwa
- ❖ **Wzrost mocy reaktora** → wzrost zarówno średniej temperatury moderatora jak i temperatury paliwa → ujemny efekt reaktywnościowy mocy reaktora (moderator + paliwo)

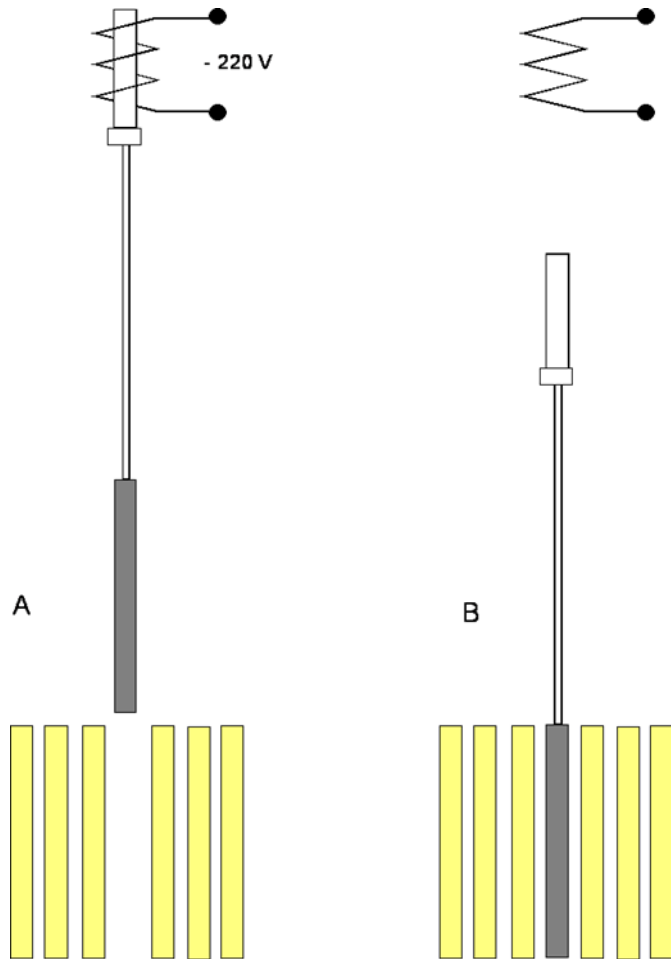


Zwielokrotnienie – redundancja („redundancy“):
tu 3 (lub 4) grupy czynnego systemu chłodzenia rdzenia

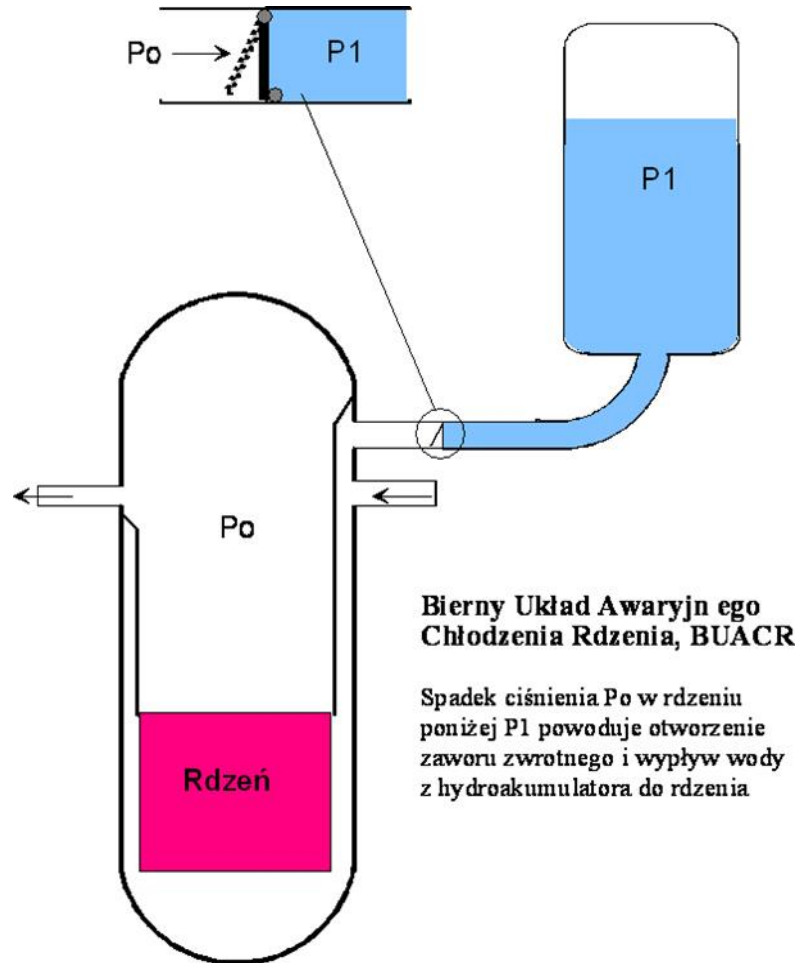


Różnorodność („diversity“): tu napędów pomp awaryjnego układu wody zasilającej wytwornice pary (2 silniki elektryczne, 2 turbiny parowe)

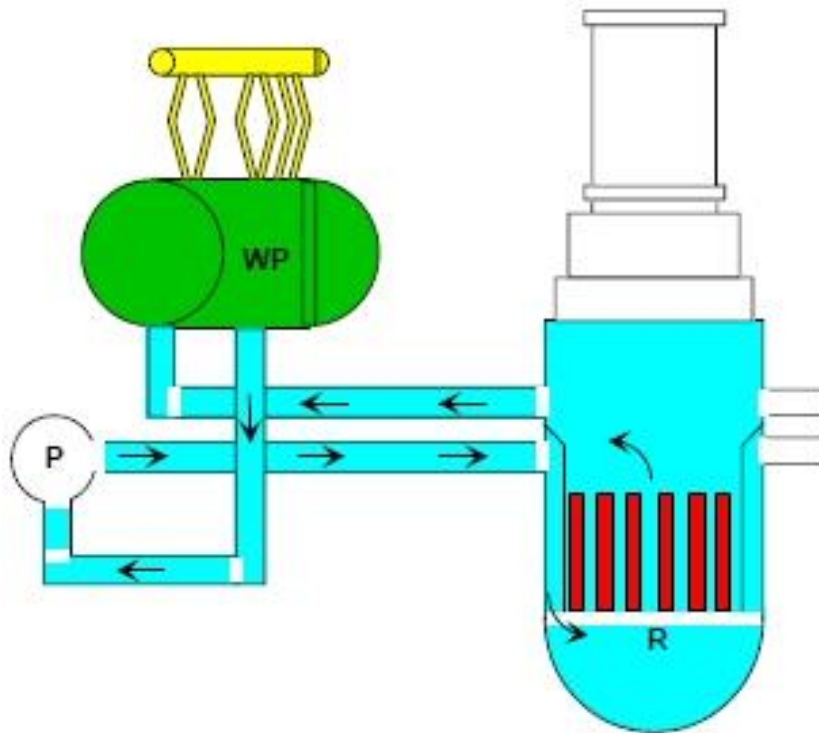
- ❖ Kryterium pojedynczego uszkodzenia „n-1” („single failure“): pojedyncze uszkodzenie jakiegokolwiek czynnego lub biernego elementu nie może spowodować utraty możliwości wypełnienia przez układ jego funkcji bezpieczeństwa
- ❖ Zapobieganie utraty funkcji więcej niż jednego układu lub urządzenia ze wspólnej przyczyny („common cause failure“), wskutek np.: zatkania studzienek, awarii zasilania, pożaru, zalania
- ❖ Separacja przestrzenna i fizyczna (zagrożenia wewnętrzne / zewnętrzne: pożar, zalanie, uderzenie samolotu, i in.)
- ❖ Niezależność funkcjonalna (zwłaszcza systemów bezpieczeństwa)
- ❖ Przejście w stan bezpieczny po uszkodzeniu („fail-safe“): zrzut prętów bezpieczeństwa, samoczynne zamknięcie / otwarcie zaworu
- ❖ Stosowanie rozwiązań biernych wykorzystujących siły i zjawiska naturalne (grawitacja, konwekcja naturalna, energia sprężyn lub sprężonych gazów)



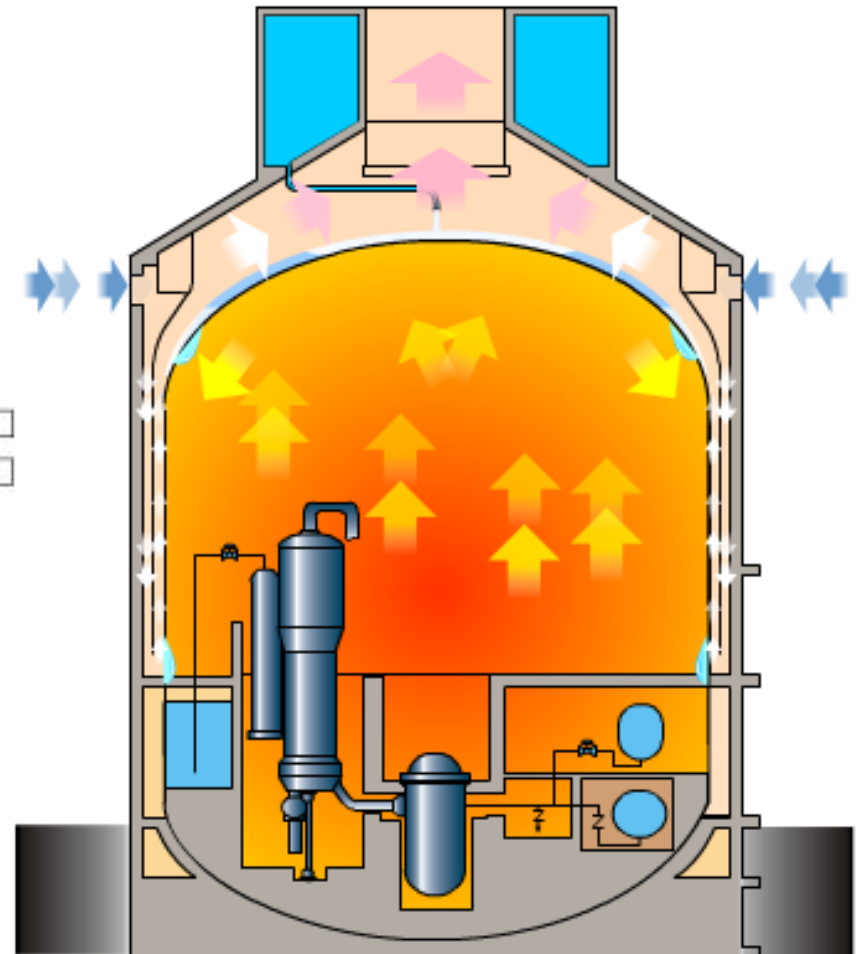
Zasada „stan bezpieczny po uszkodzeniu”
i wykorzystanie grawitacji: zrzut prętów
bezpieczeństwa do rdzenia po zaniku zasilania
elektrycznego



Wykorzystanie energii sprężonego gazu (azot)
i zastosowanie klap zwrotnych w BUACR



Wykorzystanie konwekcji naturalnej w układzie chłodzenia reaktora (WWER) – odbiór ciepła powyłączeniowego

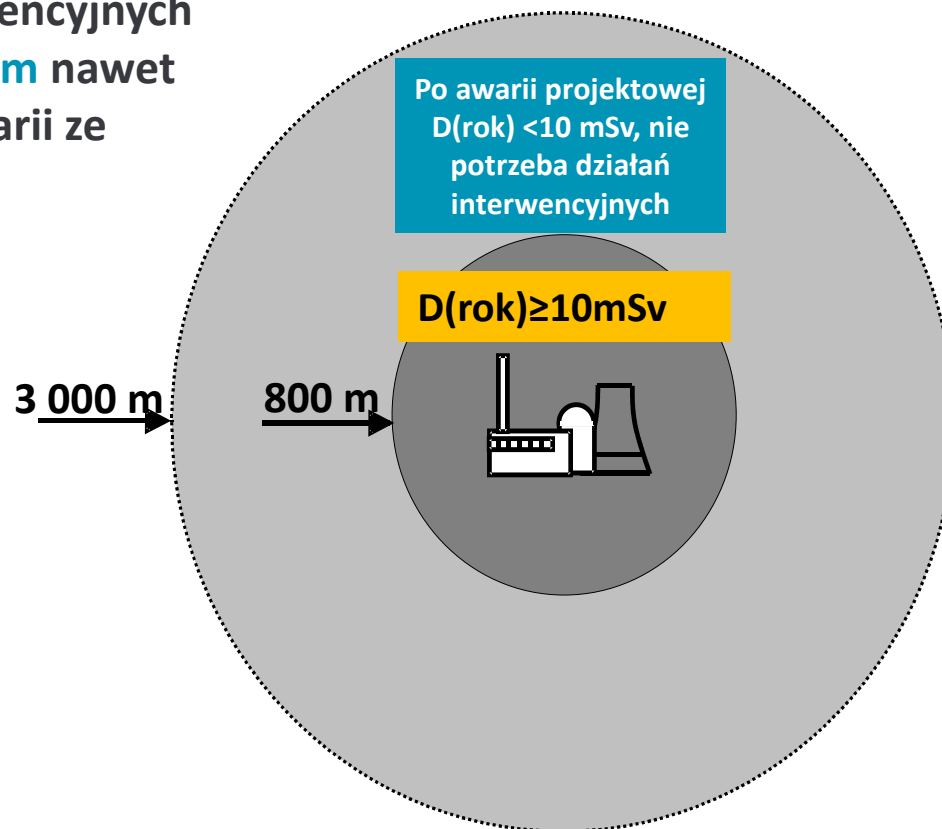


Wykorzystanie grawitacji, konwekcji naturalnej i parowania / skraplania - pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa reaktora AP1000

**OGRANICZENIE ODDZIAŁYWANIA RADIACYJNEGO W RAZIE CIĘŻKIEJ AWARII
EJ Z REAKTOREM GENERACJI III / III+ (EUR Rev. C i Rev. D)**



Nie potrzeba żadnych działań interwencyjnych poza strefą 3 km nawet po ciężkiej awarii ze stopieniem rdzenia



ROZWAŻANE TECHNOLOGIE EJ Z REAKTORAMI GENERACJI III/III+

Projekty „ewolucyjne” ⇒ z układami bezpieczeństwa

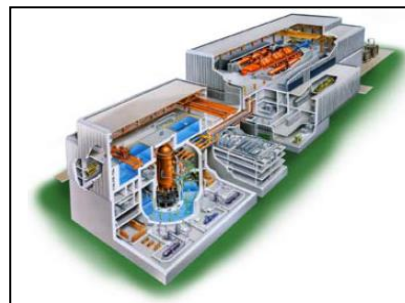
- ✓ głównie aktywnymi – zwielokrotnionymi (3x lub 4x)
- ✓ dod. pasywnymi – dedykowanymi do opanowania i łagodzenia skutków awarii poważniejszych jak projektowe, w tym ciężkich awarii



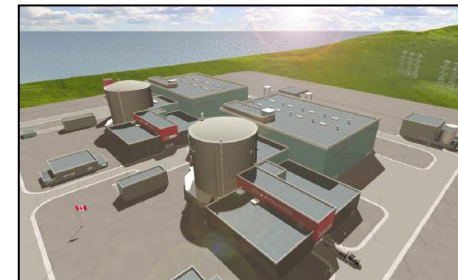
EPR: reaktor wodno-ciśnieniowy,
 moc brutto: 1750 MWe;
 EDF/Framatome - Francja



APR1400/EU-APR: reaktor wodno-ciśnieniowy,
 moc brutto: 1455 MWe; KHNP – Korea



ABWR (UK design): reaktor wrzący,
 moc brutto: 1356 MWe;
 GE Hitachi – USA/Japonia



EC6: reaktor ciężkowodny,
 moc brutto: 750 MWe;
 SNC Lavalin – Kanada

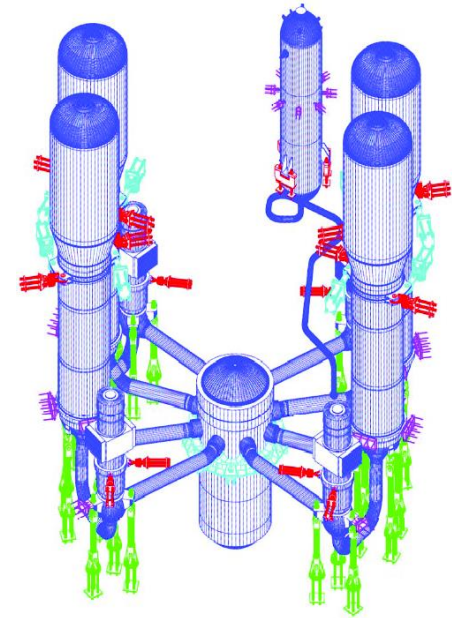
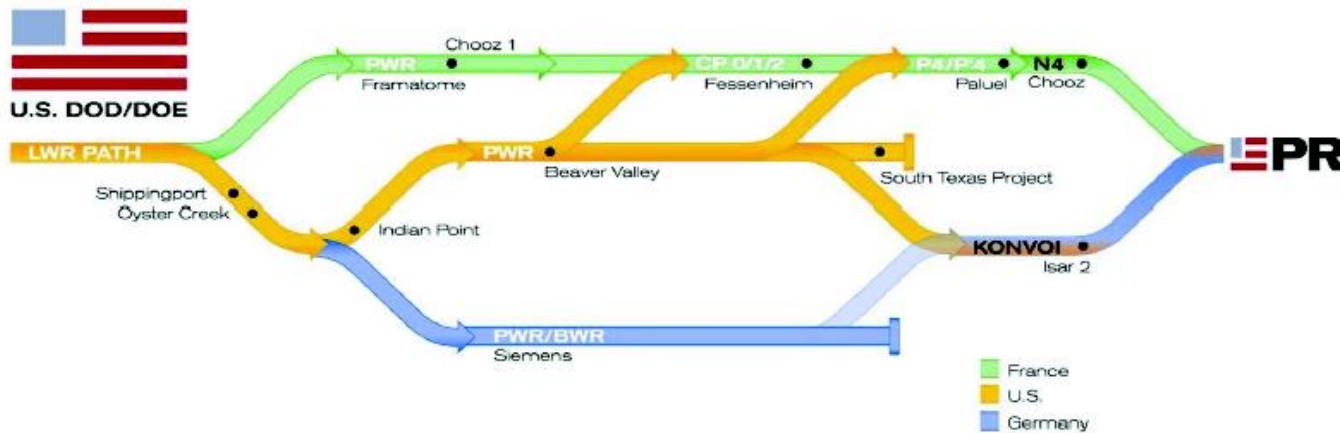
Projekt „innowacyjny” ⇒ z całkowicie pasywnymi układami bezpieczeństwa



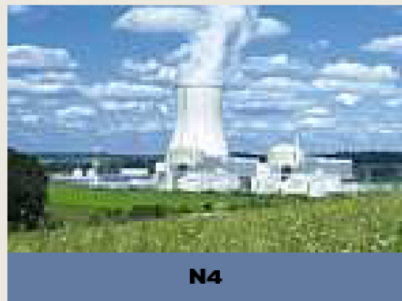
AP1000: reaktor wodno-ciśnieniowy,
 moc brutto: 1250 MWe;
 Westinghouse – Brookfield Asset Management Inc
 - USA/Kanada

- ❖ Częstość uszkodzeń rdzenia reaktora $< 10^{-5}$ / Reaktor-Rok (R-R)
- ❖ Częstość dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do otoczenia – przekraczających tzw. Kryterium Ograniczenia Oddziaływania (wartości liczbowe podane w dokumencie EUR) $< 10^{-6}$ / R-R
- ❖ Częstość sekwencji awarii potencjalnie prowadzących do uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa lub bardzo dużych uwolnień substancji promieniotwórczych $\ll 10^{-6}$ / R-R

JĄDROWY BLOK ENERGETYCZNY Z REAKTOREM EPR (European Pressurized Reactor) ~1650 MWe (EDF/Framatome)



> Building on experience Enhanced safety level and competitiveness

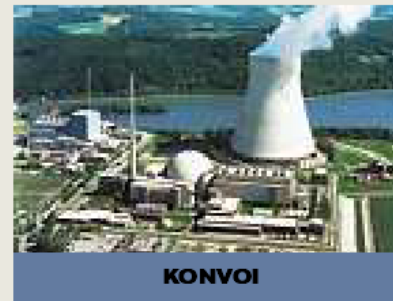


Chooz B1&2, Civaux 1&2.



Evolutionary
development
keeps references

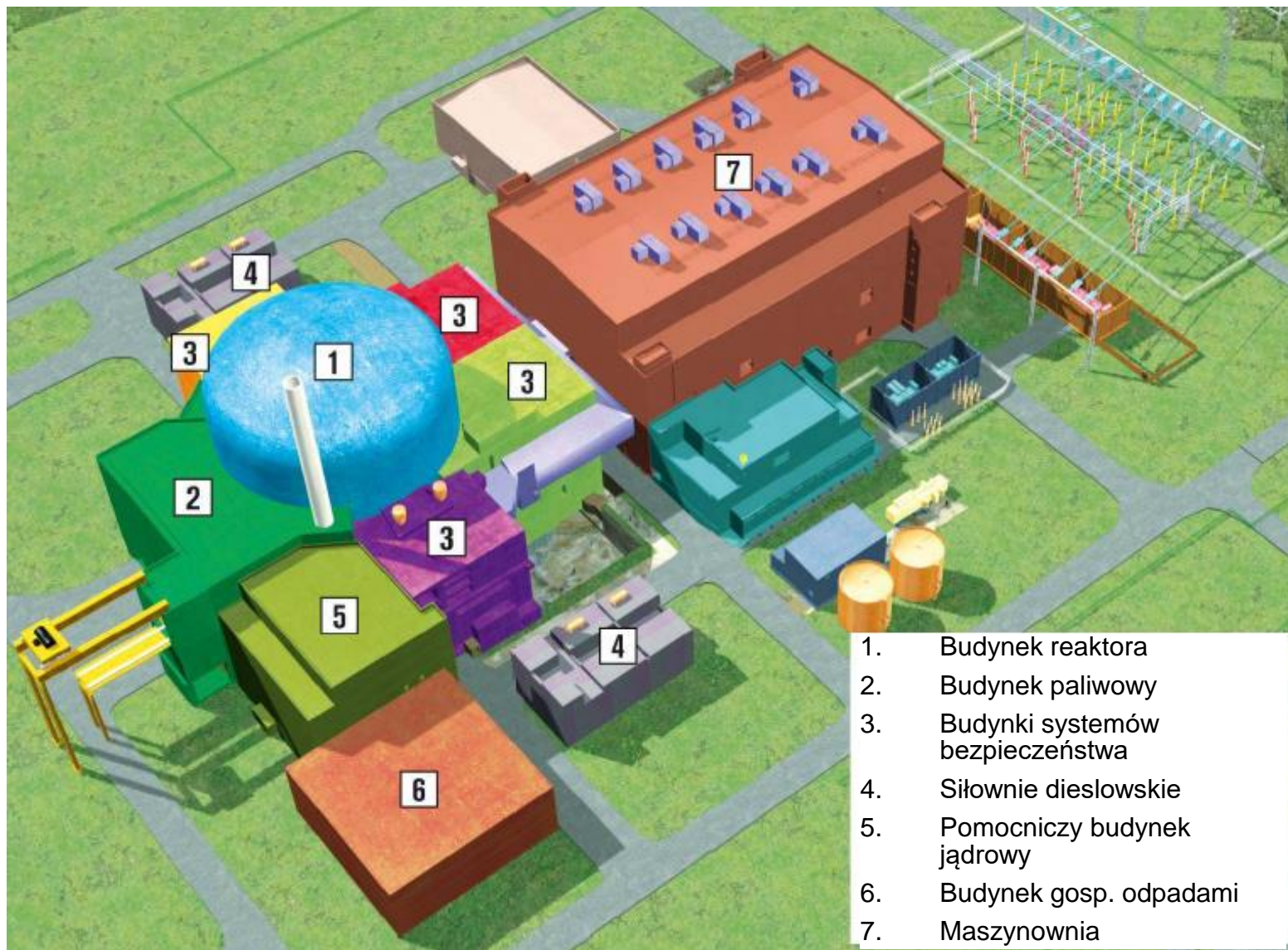
Solid basis of experience
with outstanding performance



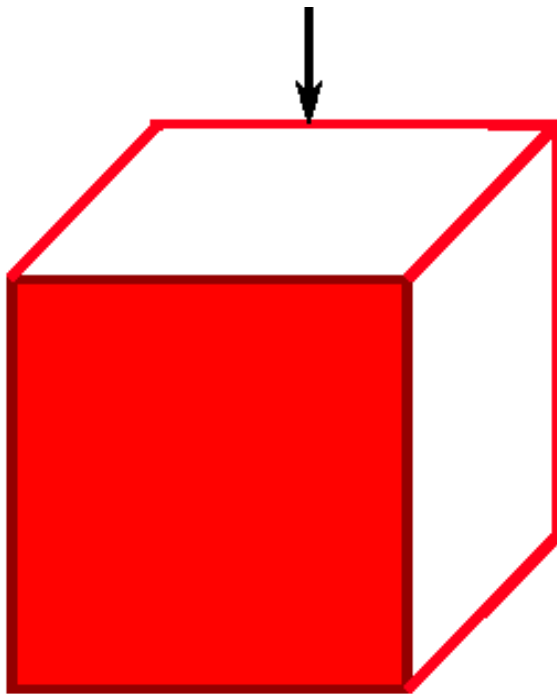
Neckarwesthelm-2, Isar-2 and Emsland.

Projekt ewolucyjny –
oparty na wieloletnim
doświadczeniu:

- francuskich firm Framatome / AREVA (N4, 1475 MWe)
- niemieckiej firmy Siemens KWU (Konvoi, 1400 MWe)

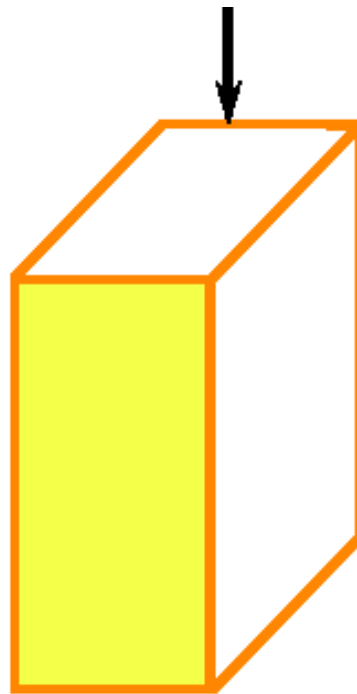


**Wymagania
U.S. NRC**



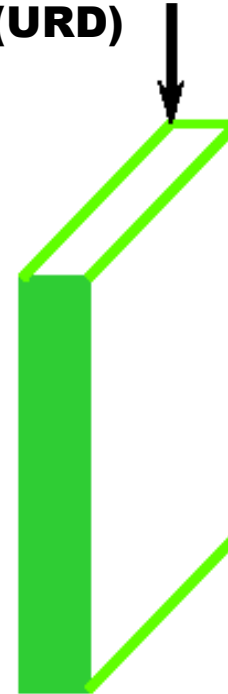
1×10^{-4}

**EJ z LWR w
USA obecnie**



5×10^{-5}

**Wymagania
EUR i EPRI
(URD)**

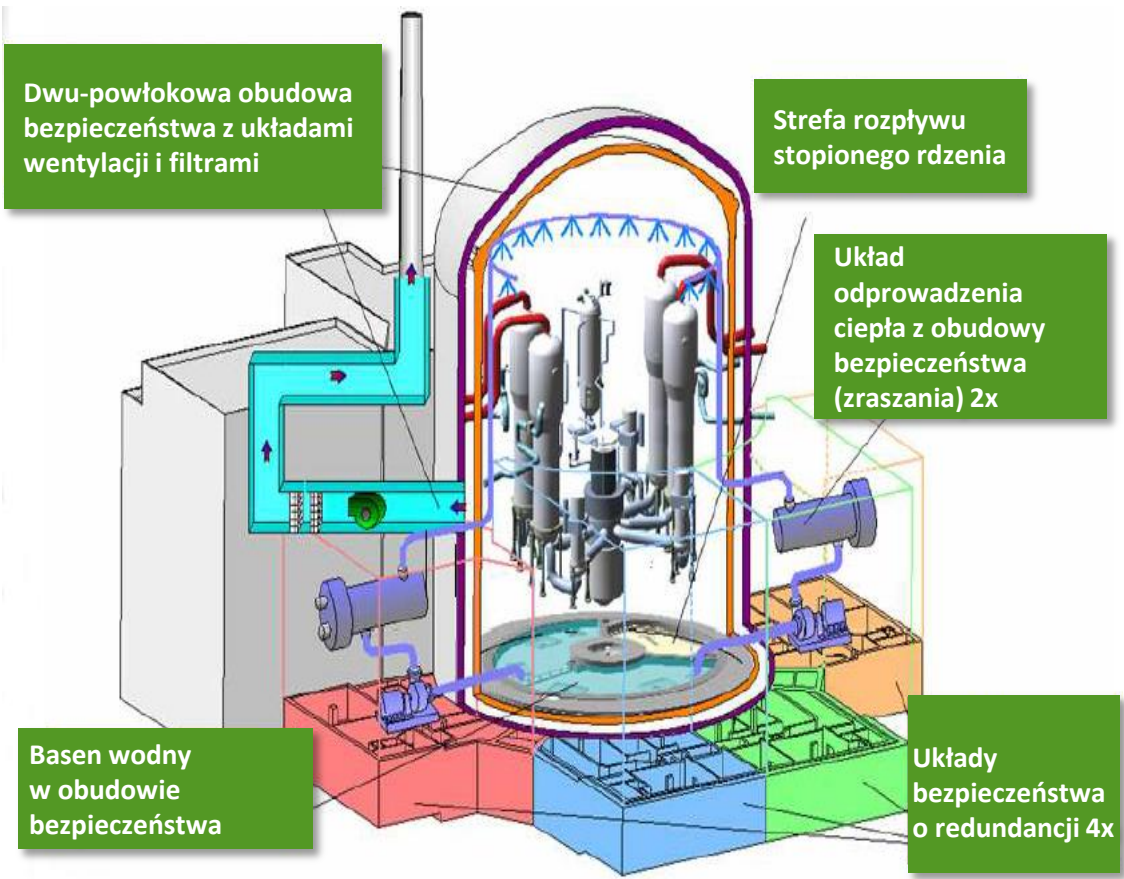


1×10^{-5}

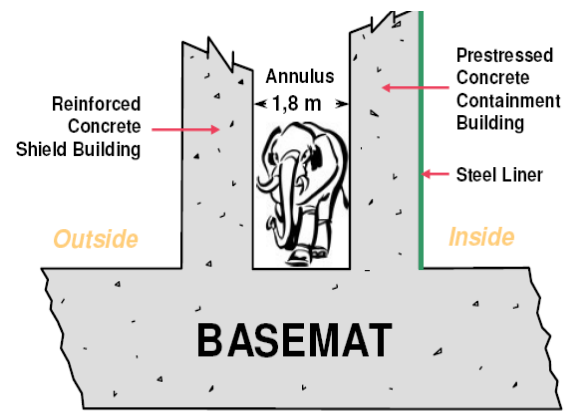




4×10^{-7}



Podwójna obudowa bezpieczeństwa wytrzymałe nawet **uderzenie dużego samolotu pasażerskiego**



☞ **4 podukłady CSACR („wtrysku bezpieczeństwa”)**

✓ Średnio-ciśnieniowy wtrysku bezpieczeństwa (MHSI)

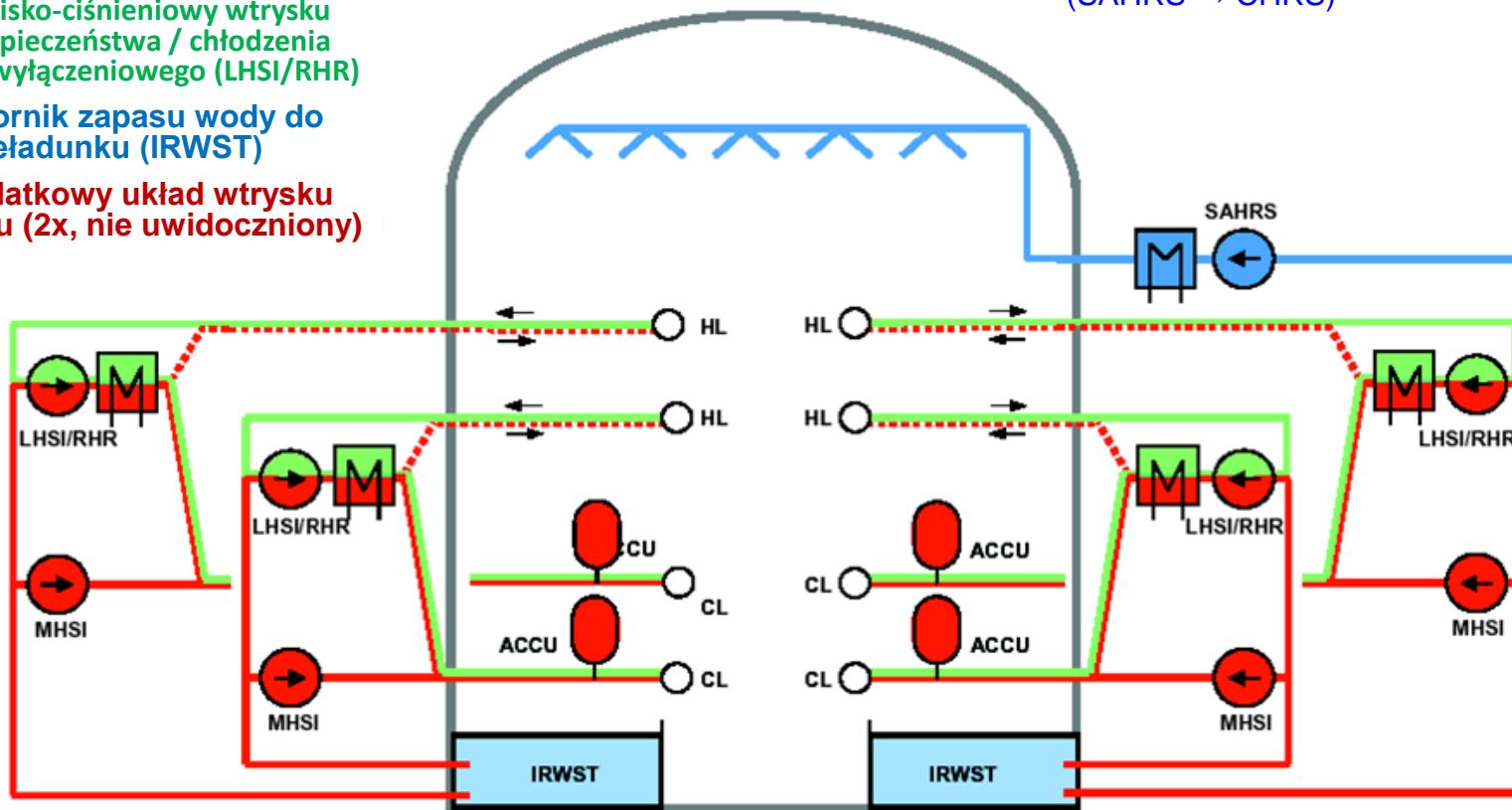
✓ Nisko-ciśnieniowy wtrysku bezpieczeństwa / chłodzenia powyłaczeniowego (LHSI/RHR)

☞ **Zbiornik zapasu wody do przeładunku (IRWST)**

☞ **Dodatkowy układ wtrysku boru (2x, nie uwidoczniony)**

☞ **4 podukłady BSACR (ACCU)**

☞ **Układ zraszania obudowy bezpieczeństwa - w razie ciężkiej awarii – 2 podukłady (SAHRS → CHR)**



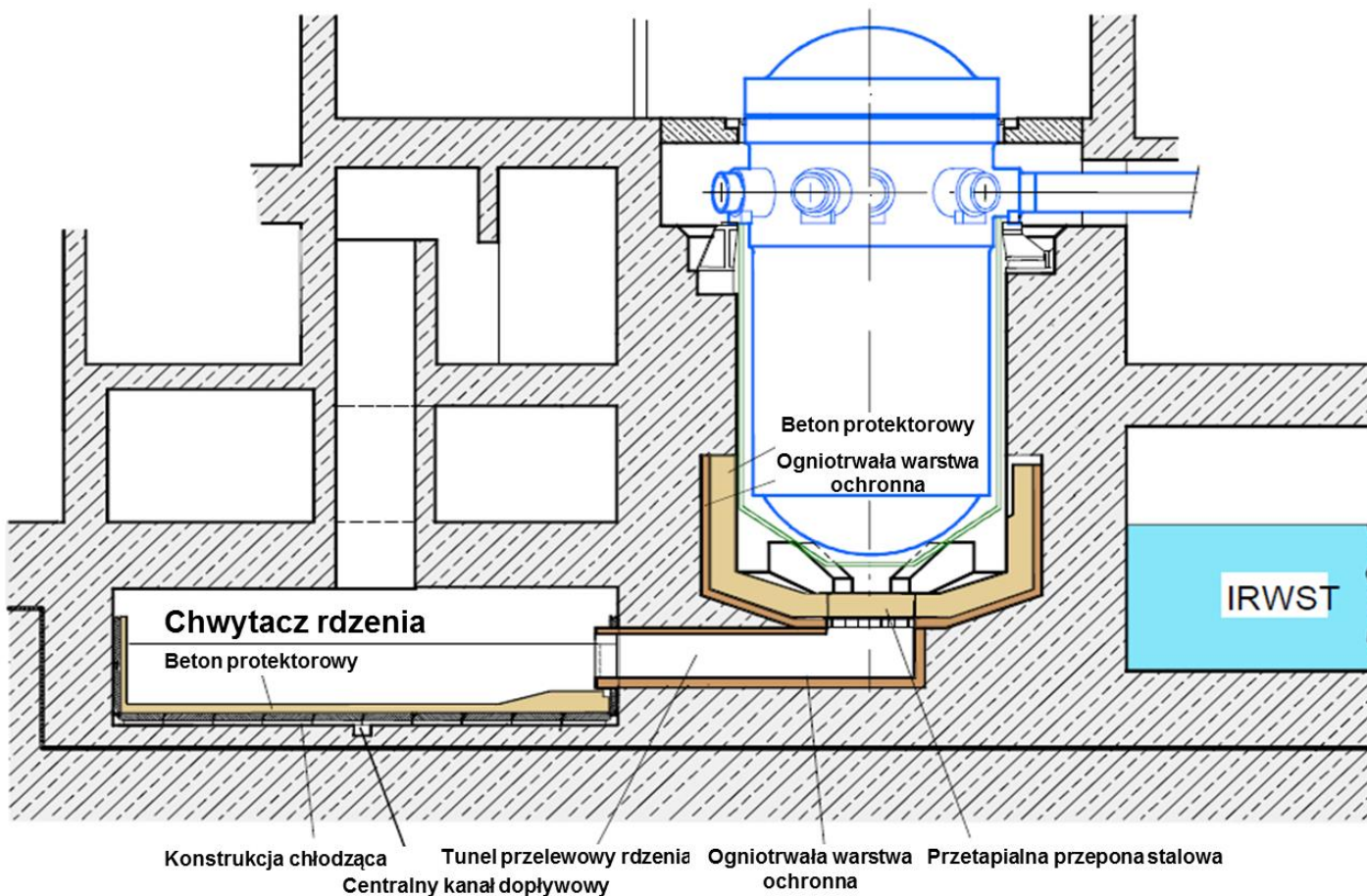
Podukład 1

Podukład 2

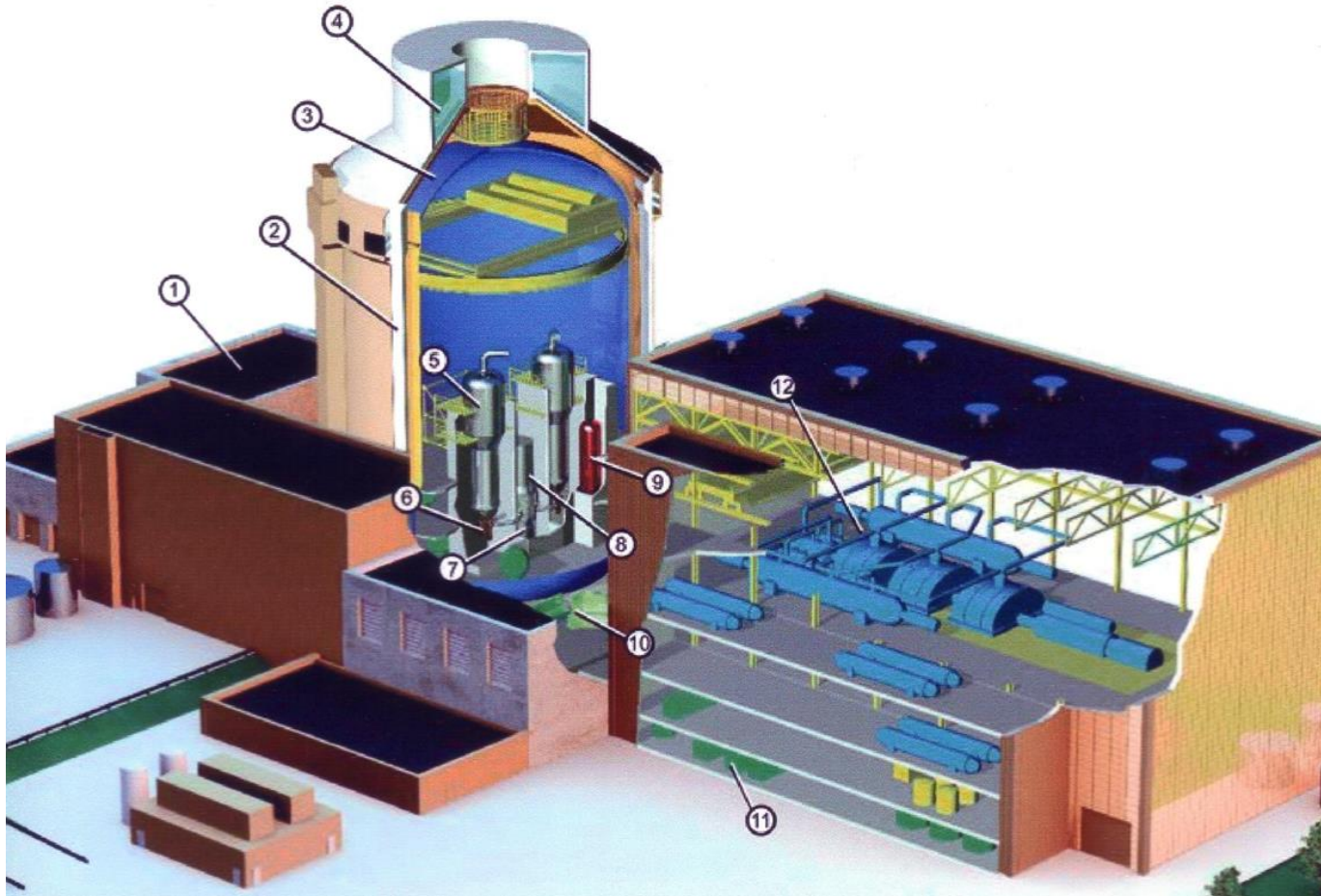
Podukład 3

Podukład 4

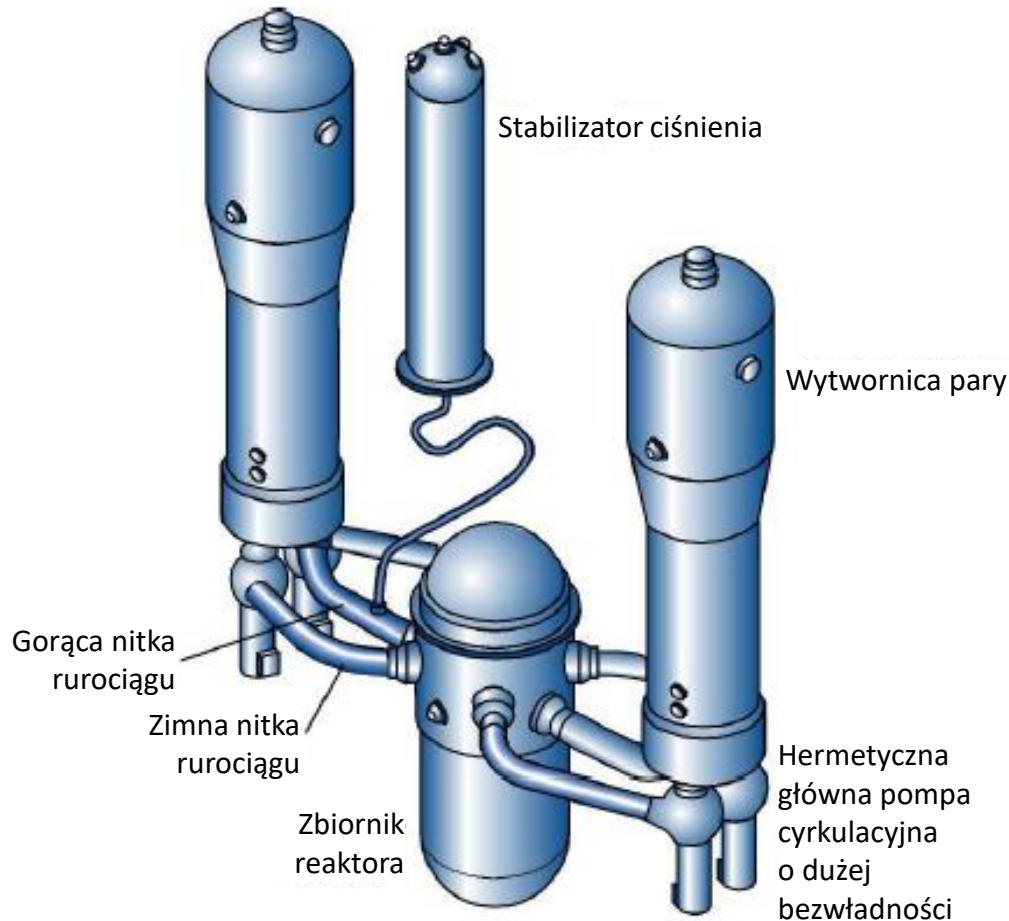
OCHRONA OBUDOWY BEZPIECZEŃSTWA REAKTORA EPR - CHWYTACZ RDZENIA I PASYWNE AUTOKATALITYCZNE REKOMBINATORY WODORU



JĄDROWY BLOK ENERGETYCZNY Z REAKTOREM AP1000 (Advanced Passive) ~1100 MWe (Westinghouse)



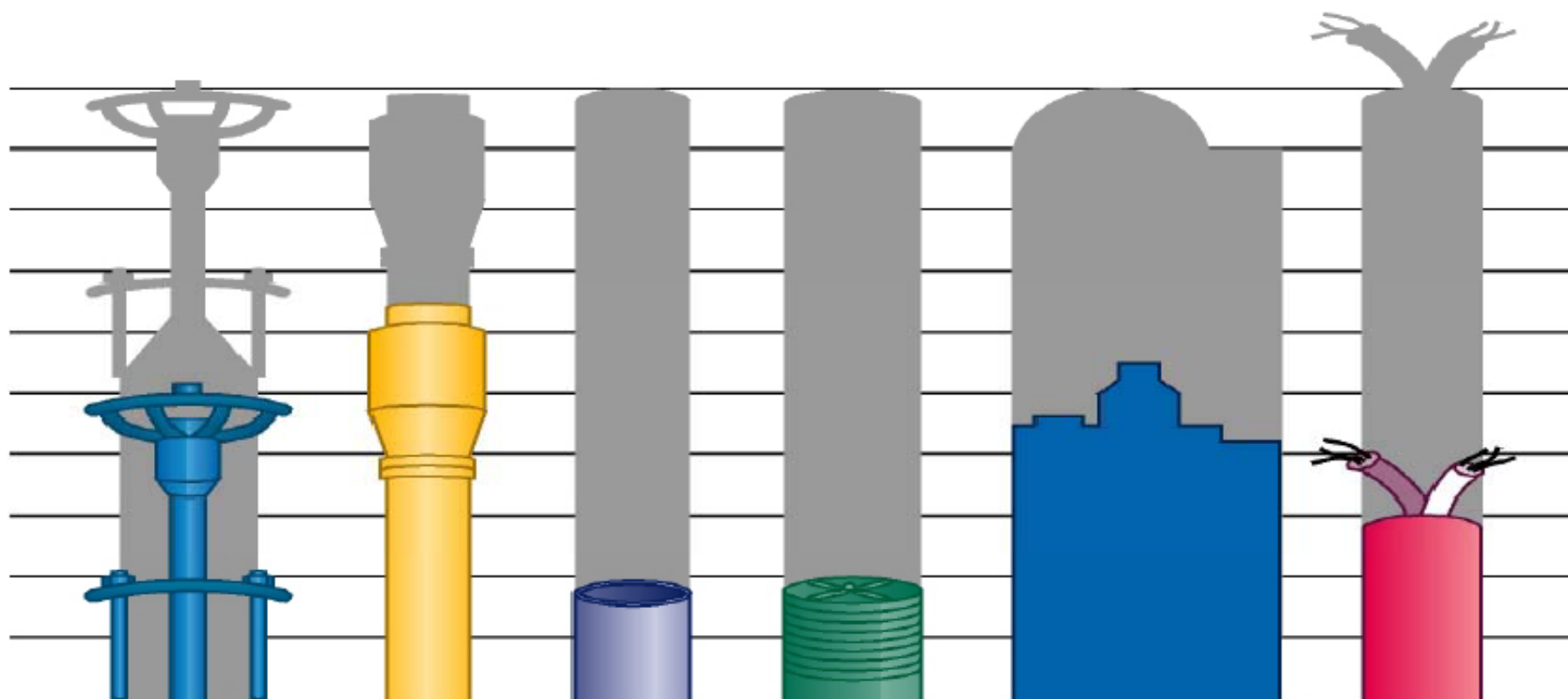
1. budynek paliwa
2. betonowy budynek osłony
3. stalowa obudowa bezpieczeństwa
4. zbiornik wody pasywnego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa
5. wytwornica pary
6. pompy chłodziwa reaktora
7. reaktor
8. blok górny reaktora
9. stabilizator ciśnienia
10. główna nastawnia
11. pompy wody zasilającej
12. turbozespół



- ❖ Uprozczone rozwiązania projektowe
- ❖ **Całkowicie pasywne systemy bezpieczeństwa**
 - awaryjnego chłodzenia rdzenia
 - odprowadzenia ciepła powyłączeniowego
 - chłodzenia stopionego rdzenia w zbiorniku reaktor
 - chłodzenia obudowy bezpieczeństwa
- ❖ **Bezpieczne wyłączenie i chłodzenie reaktora → przez 72 godz. od początku awarii, bez zasilania elektrycznego, a nawet udziału operatora**
- ❖ Długookresowe odprowadzanie ciepła poprzez chłodzenie obudowy bezpieczeństwa → przy wykorzystaniu jedynie sił grawitacji, cyrkulacji naturalnej i sprężonych gazów
- ❖ Nie potrzeba zwielokrotnionych układów bezpieczeństwa z niezawodnym zasilaniem elektrycznym

Jądrowy układ wytwarzania pary AP1000

UPROSZCZENIA PROJEKTU BLOKU Z REAKTOREM AP1000
– ZWIĘKSZENIE NIEZAWODNOŚCI I OBNIŻENIE KOSZTÓW



O 50% mniej
armatury

O 35% mniej
pomp*

O 80% mniej
rurociągów**

O 80% mniej
urządzeń
grzewczych,
wentylacji
i klimatyzacji

O 45% mniejsza
kubatura
budowli w wyk.
sejsmicznym

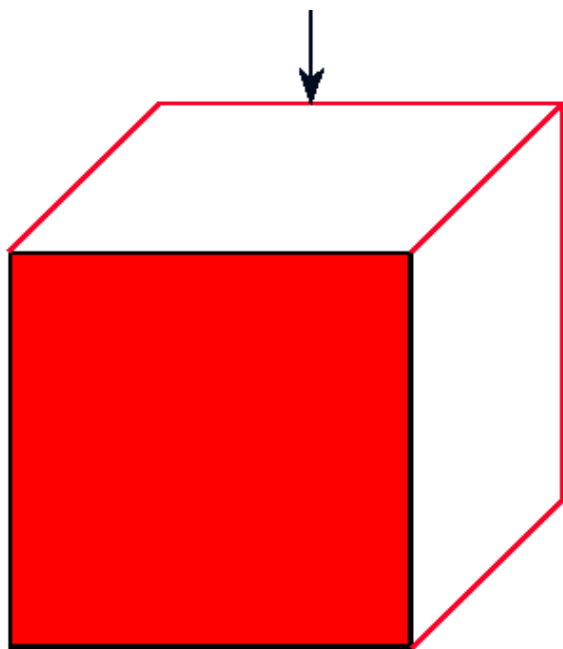
O 70% mniej
kabli

* żadnych pomp klasy bezpieczeństwa

** rurociągi klasy bezpieczeństwa

**AP1000 Z DUŻYM ZAPASEM SPEŁNIA PROBABILISTYCZNE KRYTERIA
BEZPIECZEŃSTWA**

**Wymagania
U.S. NRC**



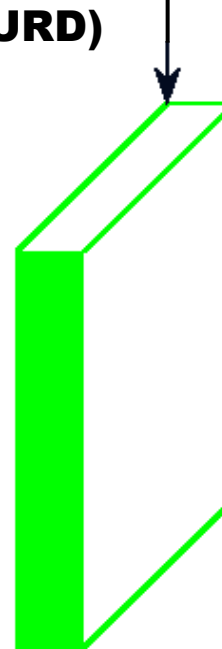
1×10^{-4}

**EJ z LWR
obecnie**



5×10^{-5}

**Wymagania
EUR i EPRI
(URD)**

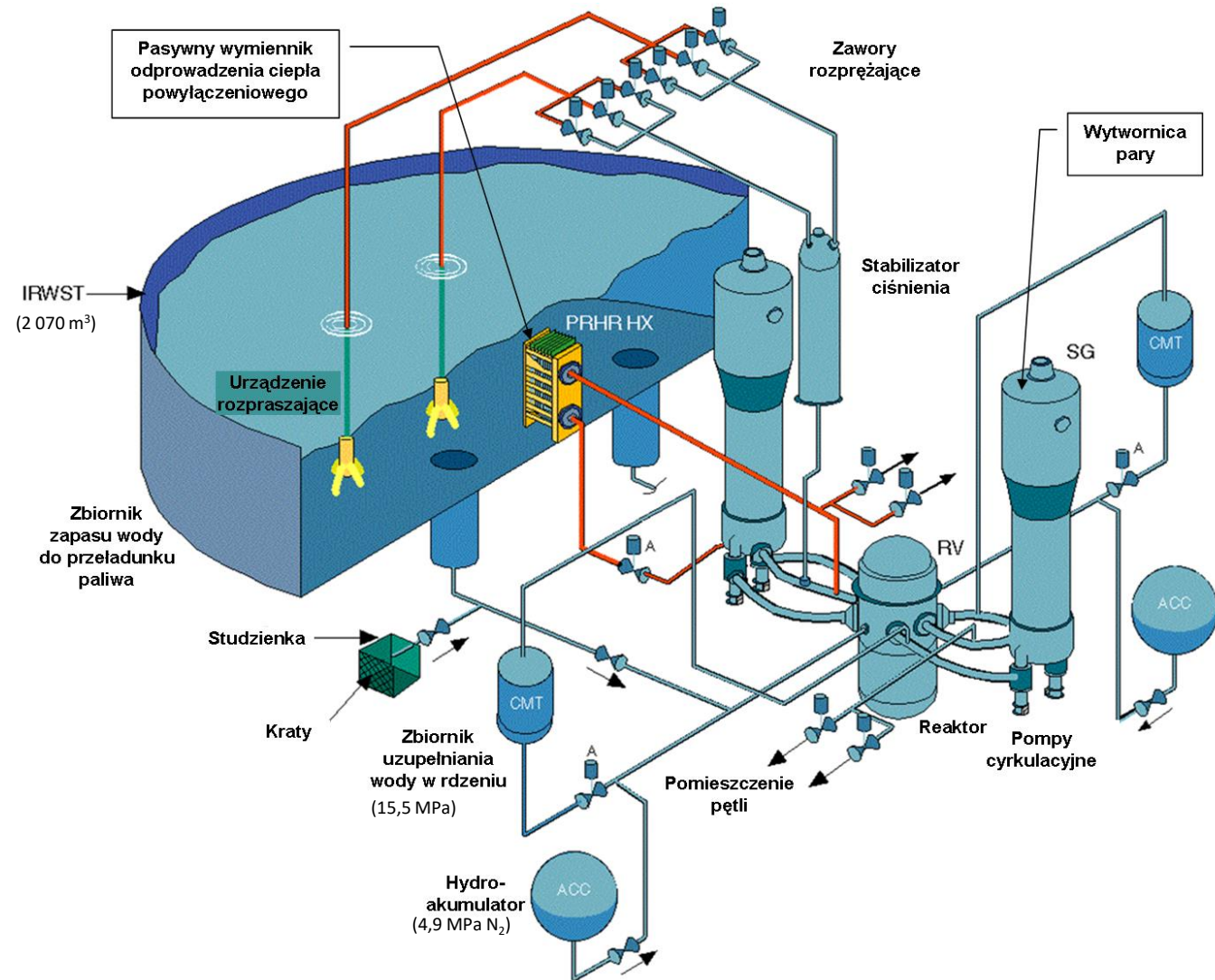


1×10^{-5}

**Wskaźnik
dla
AP1000**

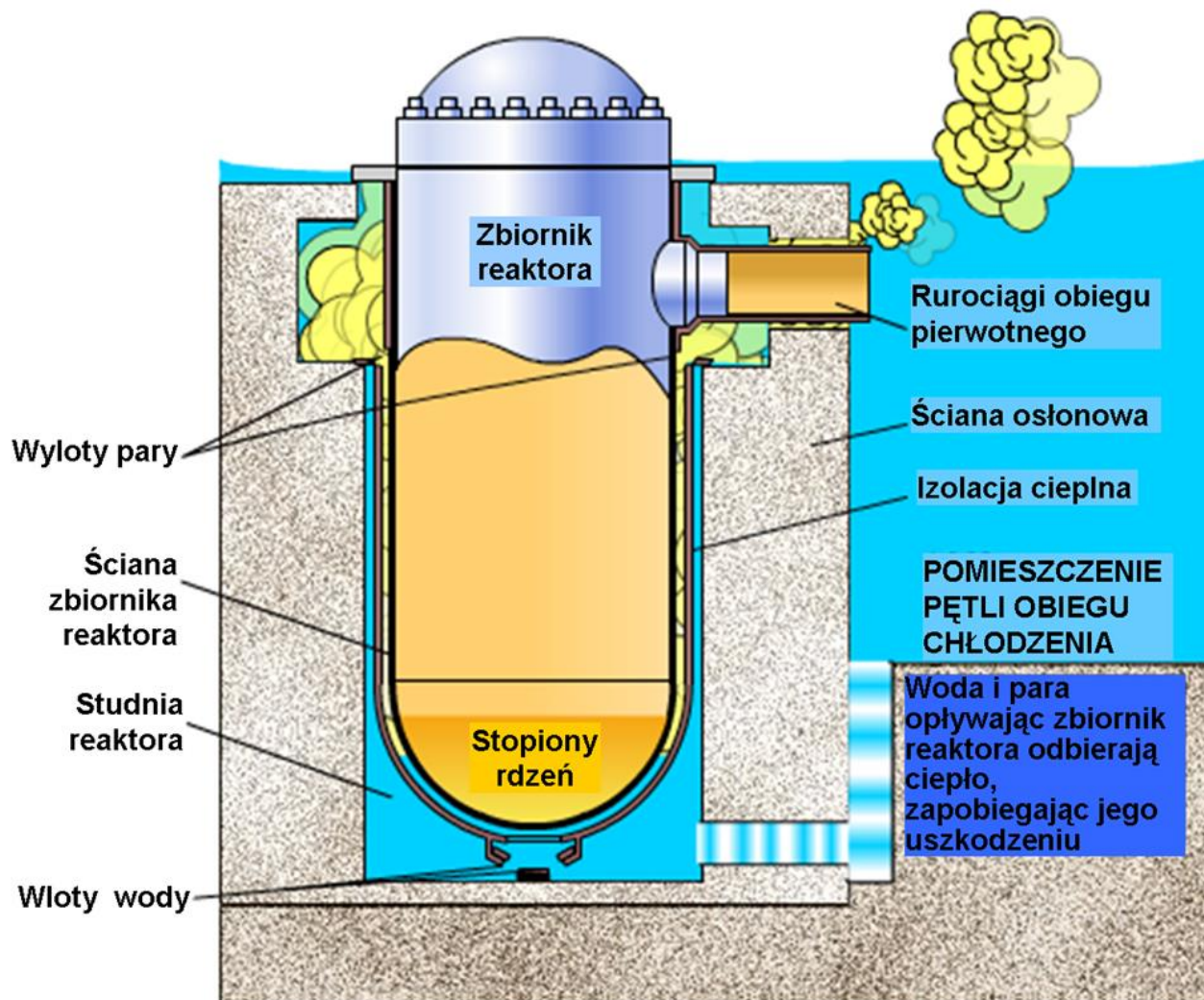


3×10^{-7}



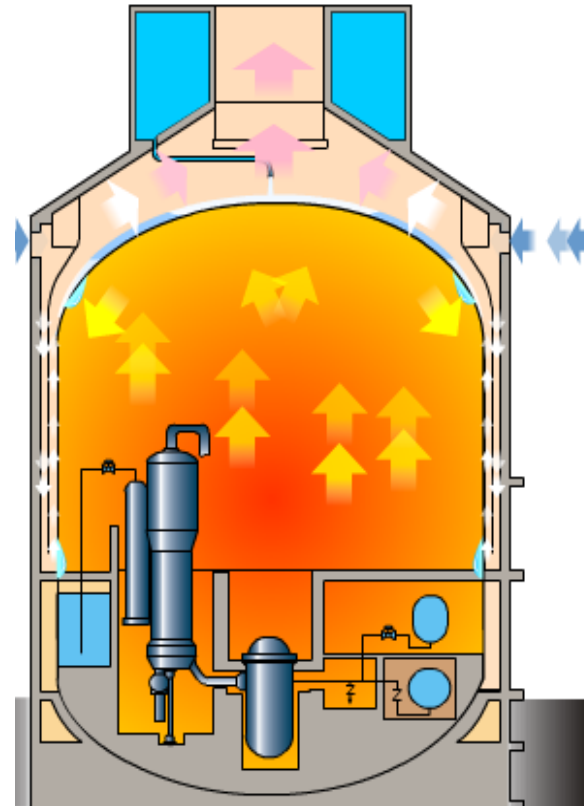
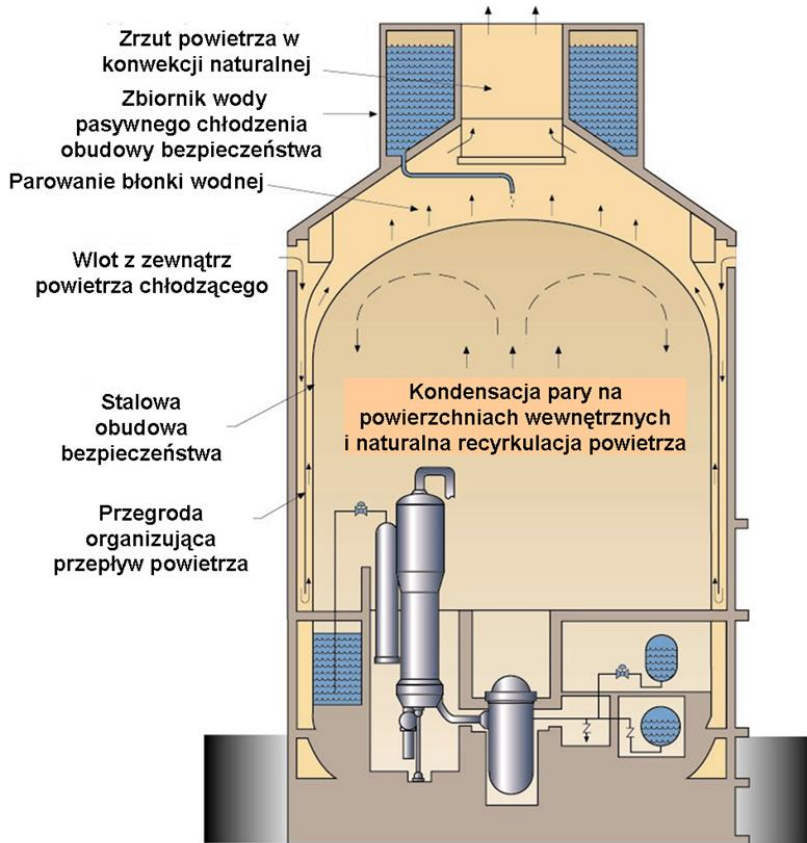
- ❖ Wykorzystanie grawitacji, energii sprężonych gazów i konwekcji naturalnej
- ❖ Bierny wtrysk bezpieczeństwa
 - Wysokiściennowy (ze zbiorników CMT)
 - Średniociennowy (z hydro-akumulatorów ACC)
 - Niskiściennowy, grawitacyjne zasilenie obiegu pierwotnego ze zbiornika IRWST
- ❖ Bierne odprowadzenie ciepła powyłączeniowego
 - Pasywny wymiennik ciepła PRHR HX
 - Zbiornik zapasu wody do przeladunku IRWST
- ❖ Odprowadzenie ciepła do atmosfery → bierne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa
- ❖ Zapewnia bezpieczeństwo reaktora >72 godz. → bez udziału operatora i przy braku zasilania elektrycznego prądem przemiennym

**W RAZIE STOPIENIA RDZENIA REAKTORA AP1000
– PASYWNE CHŁODZENIE Z ZEWNĄTRZ ZBIORNIKA**



- Woda z sąsiedniego basenu zalewa szyb reaktora
- Odbiera ciepło stopionego rdzenia poprzez ściankę zbiornika

W RAZIE CIĘŻKIEJ AWARII REAKTOR AP1000 PRZEZ 3 DOBY NIE POTRZEBUJE ENERGII ELEKTRYCZNEJ DO ZAPEWNIENIA ODBIORU CIEPŁA - BEZPOŚREDNIE ODPROWADZANIE CIEPŁA DO ATMOSFERY



Pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa AP1000

- Woda chłodząca zbiornik reaktora odparowuje i skrapla się na wewnętrznej powierzchni stalowej obudowy bezpieczeństwa
- Najpierw ciepło odbiera woda spływająca w dół na zewnątrz stalowej obudowy
- Potem ciepło odbiera powietrze w układzie konwekcji naturalnej
- Nie potrzeba energii elektrycznej przez 72 godziny

Dziękuję za uwagę

