

Monografia
Katedry Energetyki Jądrowej i Radiochemii
Wydział Energetyki i Paliw
AGH Akademia Górniczo-Hutnicza



Reaktory grafitowe i technologia HTR

Mariusz Kopec

AGH Akademia Górniczo-Hutnicza
Wydział Energetyki i Paliw
Katedra Energetyki Jądrowej i Radiochemii
Al. Mickiewicza 30, 30-059 Kraków

KRAKÓW, wrzesień 2024

Graphite reactors and HTR technology

Niniejsza monografia była recenzowana

ISBN 978-83-969343-3-8

Afiliacja autora:

AGH Akademia Górniczo-Hutnicza

Wydział Energetyki i Paliw

Katedra Energetyki Jądrowej i Radiochemii

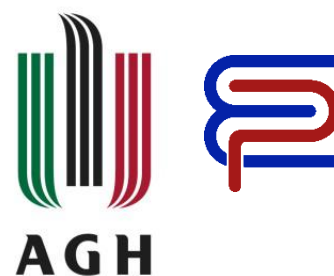
Wydawca:

AGH Akademia Górniczo-Hutnicza

Wydział Energetyki i Paliw

Katedra Energetyki Jądrowej i Radiochemii

Al. A. Mickiewicza 30, 30-059 Kraków



Spis treści

1. Wstęp.....	5
2. Początki reaktorów grafitowych.....	7
2.1 Reaktory Fermiego	7
2.2 Reaktor X-10.....	10
2.3 Hanford Site	12
2.3.1 Chłodzenie reaktorów	15
2.3.2 Sterowanie reaktorów	17
2.3.3 Grafit stosowany w pierwszych reaktorach Hanford Site	18
2.3.4 Paliwo stosowane w pierwszych reaktorach.....	20
2.3.5 Pierwsze doświadczenia z reaktorami dużej mocy	22
2.4 Reaktor BGRR	24
3. Pierwsze grafitowe reaktory jądrowe w Europie	27
3.1 Reaktor F-1	27
3.2 Reaktor GLEEP	28
3.3 Reaktor BEPO	30
3.4 Reaktory Windscale 1 i 2	32
3.4.1 Wypadek Windscale Pile 1	35
3.5 Reaktory produkujące pluton w Związku Radzieckim	37
3.5.1 Oziorsk	37
3.5.1.1 Reaktor A	39
3.5.1.2 Reaktory AV	40
3.5.1.3 Reaktor AI-IR	40
3.5.2 Siewiersk	41
3.5.2.1 Reaktory I-1 i EI-2	41
3.5.2.1 Reaktory ADE	42
3.5.3 Żeleznogorsk	43
3.6 Reaktor BR-1	44
4. Reaktory energetyczne	46
4.1 Reaktory GCR	46
4.1.1 Reaktory MAGNOX	48
4.1.2 Reaktory AGR	51
4.1.2.1 Reaktor Windscale AGR	51
4.1.2.2 Pozostałe reaktory AGR	54
4.1.3 Reaktory UNGG	57
4.1.3.1 Konstrukcje reaktorów UNGG	57
4.1.3.2 Wypadki reaktorów UNGG	60
4.1.4 Doświadczenia eksploatacyjne reaktorów GCR	61
4.2 Reaktory RBMK.....	63
4.2.1 Konstrukcja reaktora RBMK	65
4.2.2 Problemy reaktorów RBMK	68

4.2.3	Doświadczenia eksploatacyjne reaktorów RBMK	70
5.	Reaktory wysokotemperaturowe.....	73
5.1	DRAGON.....	75
5.2	AVR.....	76
5.3	Peach Bottom.....	80
5.4	Fort St. Vrain	83
5.5	THTR-300.....	88
5.6	HTTR.....	92
5.7	HTR-10.....	96
5.8	HTR-PM	99
5.9	Doświadczenia eksploatacyjne reaktorów HTR.....	103
6.	Grafit jądrowy	105
6.1	Skład chemiczny grafitu	109
6.2	Produkcja grafitu jądrowego	110
6.3	Uszkodzenia grafitu w reaktorze	113
7.	Podsumowanie	118
8.	Literatura	120

1. Wstęp

Reaktory grafitowe, czyli reaktory z moderatorem grafitowym, były pierwszymi działającymi reaktorami jądrowymi, a ich rozwój w czasie II Wojny Światowej i bezpośrednio po niej związany był niemal wyłącznie z potrzebami w zakresie produkcji plutonu militarnego, wykorzystywanego w głowicach jądrowych. Pierwsze reaktory grafitowe chłodzone były powietrzem, ale bardzo szybko do chłodzenia zaczęto używać wody. Powodem tego były wysokie moce termiczne reaktorów produkujących pluton, projektowane początkowo na 250 MW_{th}, a ostatecznie przekraczające w niektórych przypadkach 4.4 GW_{th}.

Reaktory chłodzone gazem zaproponowane zostały już w roku 1942 przez Farringtona Danielsa, profesora chemii na Uniwersytecie Wisconsin. Już wtedy przedstawił on szereg koncepcji, które w późniejszym czasie zostały praktycznie wykorzystane i w zasadzie stosowane są do tej pory. Mowa tutaj na przykład o umieszczeniu wyspy jądrowej poniżej poziomu gruntu, reaktorach z rdzeniem usypanym (pebble-bed), czy o wykorzystaniu turbiny z cyklem bezpośrednim, a więc rozwiązaniu stosowanym powszechnie w technologii BWR.

Niniejsze opracowanie koncentruje się głównie na reaktorach z moderatorem grafitowym, chłodzonych gazem, bowiem ta technologia wydaje się być najbardziej interesująca, jeśli myśleć o wykorzystaniu reaktorów jądrowych jako bezemisyjnego źródła ciepła dla procesów wymagających temperatur przekraczających 500°C. Nie jest to oczywiście jedyne możliwe rozwiązanie, bowiem prowadzone są prace nad reaktorami moderowanymi grafitem i chłodzonymi stopionymi solami. Jednak do tej pory reaktory takie, w przeciwieństwie do reaktorów chłodzonych gazem, nie mają za sobą wieloletnich praktycznych doświadczeń eksploatacyjnych.

Inną grupą reaktorów przedstawianą w opracowaniu są reaktory z moderatorem grafitowym, chłodzone wodą. Nie są one co prawda obecnie interesujące jako potencjalne źródło ciepła procesowego, bo wykorzystanie pętli parowej takie zastosowania w zasadzie wyklucza, ale to właśnie one były najintensywniej rozwijane na początku historii reaktorów jądrowych. Ich głównym celem działania była produkcja plutonu militarnego, potrzebnego do rozwoju broni jądrowej, a niektóre z nich produkowały również tryt. Ze względu na wymagane tempo produkcji, wiele z tych reaktorów pracowało z wysokimi mocami i wysokimi strumieniami neutronów. Doświadczenia zdobyte podczas ich eksploatacji miały więc duże znaczenie dla rozwoju zarówno grafitowych reaktorów energetycznych, jak i reaktorów wysokotemperaturowych. Z tego też powodu zostały one tutaj przedstawione. Do tej grupy reaktorów zaliczają się również reaktory RBMK, będące reaktorami energetycznymi. Zarówno doświadczenia Czarnobyla, jak i generalne obawy związane z bezpieczeństwem tej technologii przemawiają za tym, by reaktory te omówić.

Wśród reaktorów grafitowych chłodzonych gazem sporą grupę stanowią reaktory energetyczne, określane ogólnie jako GCR (gas cooled reactors), a obejmujące reaktory MAGNOX, AGR i UNGG. Dwa pierwsze rodzaje reaktorów rozwijane były w Wielkiej Brytanii, a ostatni we Francji. W ich przypadku możliwe było uzyskiwanie temperatur gazu chłodzącego przekraczających znacząco wartości dostępne dla reaktorów wodnych. Jest to oczywiście interesujące z punktu widzenia ewentualnego wykorzystania reaktora jako źródła

ciepła procesowego. Jednocześnie podkreślano pewne cechy bezpieczeństwa takich reaktorów, w szczególności odnoszące się do współczynnika reaktywności przestrzeni parowych (void coefficient), który w przypadku reaktorów wodnych może w pewnych warunkach przyjmować wartości dodatnie, a w reaktorach GCR konsekwentnie utrzymuje wartości ujemne. Ponieważ polska nazwa współczynnika niedokładnie oddaje jego znaczenie w przypadku reaktorów GCR, na potrzeby niniejszego opracowania będzie on dalej nazywany „współczynnikiem reaktywności pustki” lub krócej „współczynnikiem pustki”.

Mimo że reaktory wysokotemperaturowe zaliczane są do reaktorów IV Generacji, ich historia jest niemal tak długa, jak historia powszechnie używanych reaktorów energetycznych. Co prawda w większości przypadków działały one jako reaktory badawcze, ale są między nimi i takie, które z większym lub mniejszym powodzeniem pracowały na zasadach komercyjnych, tzn. sprzedawały wytworzoną energię elektryczną. Równocześnie w reaktorach tych testowano bardzo interesujące technologie, takie jak paliwo TRISO, elementy cyklu torowego, pętlę gazową dostarczającą gaz o temperaturze dochodzącej do 950°C, czy pasywne elementy bezpieczeństwa.

Reaktory wysokotemperaturowe wydają się szczególnie interesujące, jeśli myśli się o nich jako źródle bezemisyjnego ciepła procesowego w przypadku odbiorców, którzy ciepło takie wykorzystują pod postacią pary o wysokiej entalpii, a obecnie do jej wytwarzania stosują bloki węglowe, lub w najlepszym przypadku gazowe. Taki sposób wytwarzania ciepła powoduje jednak duże emisje CO₂ i ze względu na naciski polityczne związane z dążeniem do znaczącej redukcji emisji, zapewne nie może być w długim terminie utrzymany.

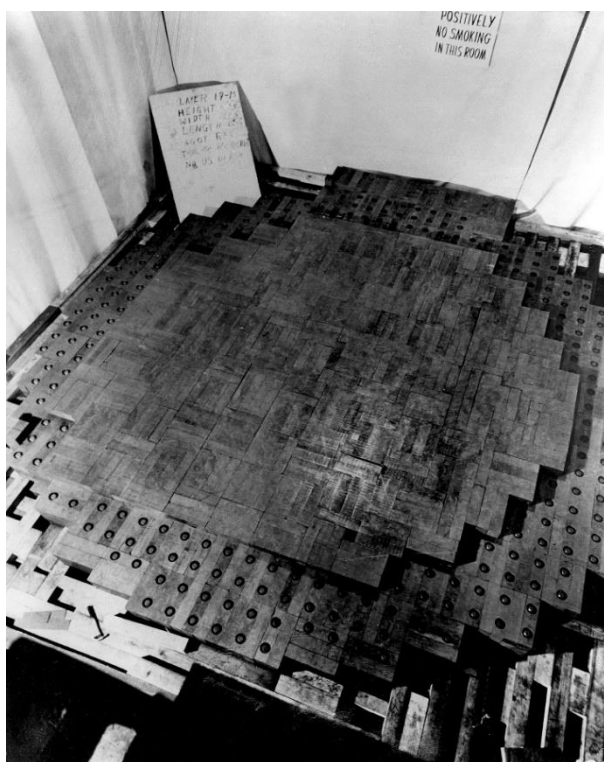
Zainteresowanie reaktorami jądrowymi pracującymi jako bezemisyjne źródła ciepła technologicznego skłania do przeanalizowania dotychczasowych doświadczeń, obejmujących nie tylko reaktory wysokotemperaturowe, ale i inne reaktory grafitowe – w szczególności AGR – w przypadku których również jest możliwe osiągnięcie na wyjściu temperatur znacznie wyższych niż można uzyskać w przypadku powszechnie używanych reaktorów energetycznych PWR czy BWR, czyli ok. 270°C. W zasadzie możliwości takie dają wszystkie reaktory, które używają innego niż woda czynnika chłodzącego, a więc również reaktory prężne (FBR) lub reaktory pracujące na stopionych solach (MSR), jednak niniejsze opracowanie ogranicza się do reaktorów z moderatorem grafitowym chłodzonych gazem. Zbliżone do nich technologie reaktorów grafitowych, w których stosowano inne czynniki chłodzące, przedstawione jedynie skrótowo – przede wszystkim w celu porównawczym, ale również ze względów historycznych, pozwalających lepiej zrozumieć cały przebieg rozwoju tej grupy reaktorów.

2. Początki reaktorów grafitowych

Historycznie rzecz biorąc, reaktory z moderatorem grafitowym były pierwszymi działającymi reaktorami jądrowymi, które bardzo szybko wykorzystane zostały w militarnym programie jądrowym. Zanim jednak stos Fermiego osiągnął stan krytyczny, pierwsze prace mające na celu ustalenie możliwości doprowadzenia do reakcji łańcuchowej rozszczepienia uranu prowadzone były przez Enrico Fermiego i Leo Szilarda na Uniwersytecie Columbia. Właśnie w ramach tych prac na początku lat 40-tych zbudowane zostały pierwsze układy podkrytyczne, w których zastosowano moderator grafitowy i uran naturalny. Wykonane wówczas pomiary i obliczenia stanowiły podstawę nie tylko dla oszacowania rozmiaru układu krytycznego, ale wskazywały też optymalną geometrię rdzenia, która z powodzeniem wykorzystana została w wybudowanych w ciągu następnych kilku lat reaktorach produkujących pluton.

2.1. Reaktory Fermiego

Pierwszy reaktor **CP-1** (Chicago Pile-1) Enrico Fermiego osiągnął stan krytyczny 2 grudnia 1942 roku. Był to stos krytyczny, którego zadaniem było potwierdzenie możliwości stosowania moderatora grafitowego i paliwa w postaci uranu naturalnego.

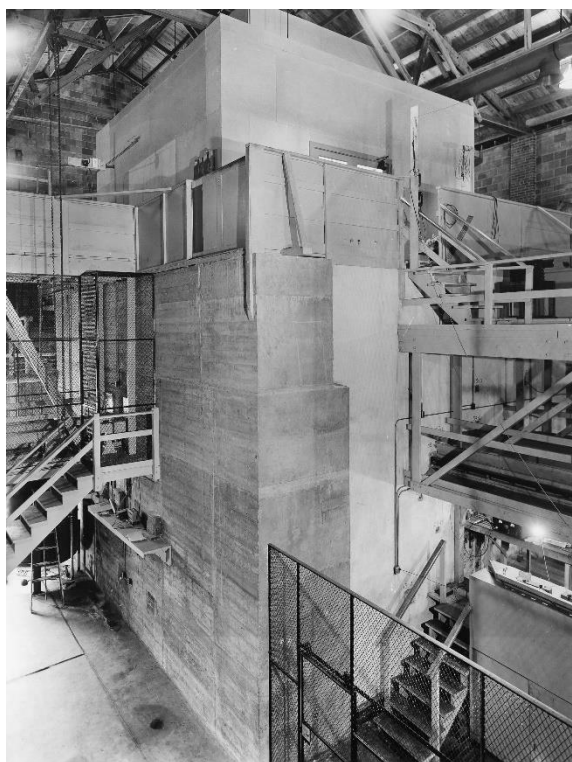


Rys. 1 Reaktor CP-1: 19. warstwa grafitu przykrywająca 18. warstwę z elementami uranowymi [1]

Stos Fermiego został zbudowany zgodnie z sugestią Fermiego i Szilarda, przewidującą, że optymalną konfiguracją będzie sześcienna siatka elementów uranowych umieszczonych w moderatorze grafitowym [2]. Rysunek 1 przedstawia zdjęcie modelu stosu, na którym do tego momentu ułożono 18 warstw elementów uranowych i 19 warstw przekładek grafitowych. Finalnie warstw tych było 57, masa grafitu wynosiła 400 ton, metalicznego uranu było 6 ton, a tlenku uranu 34 tony [3]. Użycie tlenku uranu wynikało z faktu, że w tym czasie nie było dostępnej odpowiedniej ilości uranu metalicznego o wymaganej czystości.

Elementy z uranu metalicznego umieszczone zostały w centrum rdzenia, gdzie zgodnie z oczekiwaniem strumień neutronów miał być największy. Reaktor nie miał chłodzenia zewnętrznego, zbędnego ze względu na przewidywaną moc poniżej 1 W_{th}. Posiadał za to pręty sterujące, wykonane z drewna pokrytego blachą kadmową. Zestaw prętów regulacyjnych sterowany był elektrycznie.

Oprócz tego był pręt regulacyjny sterowany ręcznie oraz pręt wyłączeniowy, zrzucany w sytuacji awaryjnej po przecięciu liny siekierą. Rozwiązanie to przeszło do historii, bowiem termin „scram” oznaczający awaryjne wyłączenie reaktora jest akronimem od „Safety Control Rod Axe Man”. Ponieważ nie było pewności, że w razie potrzeby pręty zostaną właściwie zrzucone i nie zablokują się, powyżej reaktora czekały 3 osoby wyposażone w wiadra z roztworem soli kadmu, gotowe w sytuacji awaryjnej do zalania stosu [4]. Stos osiągnął stan krytyczny 2 grudnia 1942 o godzinie 15:53, potwierdzając możliwość budowy reaktora z moderatorem grafitowym, pracującego na uranie naturalnym.

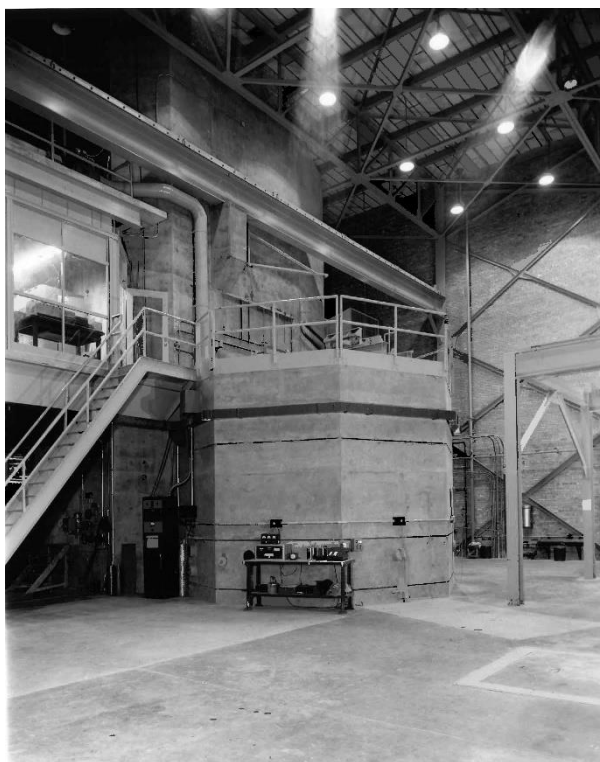


Rys. 2 Reaktor CP-2 w ANL [5]

Warto zauważyć, że nieprawidłowe interpretacje analiz wykonanych w 1941 roku przez niemieckiego laureata Nagrody Nobla Walthera Bothe, spowodowały odrzucenie przez niemieckich uczonych możliwości budowy reaktora z moderatorem grafitowym pracującego na uranie naturalnym i skoncentrowanie się na koncepcji reaktora ciężkowodnego, co w efekcie uniemożliwiło III Rzeszy stworzenie broni jądrowej [6].

Po sukcesie eksperymentu Fermiego, na początku roku 1943 reaktor CP-1 został rozebrany i przeniesiony do nowej lokalizacji na przedmieściach Chicago, którą w roku 1944 przekształcono na Argonne National Laboratory. Tam reaktor został rozbudowany jako **CP-2** (Chicago Pile-2). Wyposażony w większą ilość uranu, zainstalowany w bardziej odpowiednim budynku, z lepszymi zabezpieczeniami i kontrolą radiologiczną, reaktor mógł pracować znacznie dłużej od swego poprzednika. Jego przeniesienie miało na celu zwiększenie bezpieczeństwa oraz umożliwienie prowadzenia dalszych badań w bardziej odpowiednich warunkach. Reaktor CP-2 pracował do roku 1954 [5].

W tym samym roku w Argonne rozpoczęto budowę reaktora **CP-3** (Chicago Pile-3), który uruchomiony został w 1944 roku. Był on trzecim reaktorem eksperymentalnym zbudowanym przez zespół pod kierownictwem Enrico Fermiego. Był to jednocześnie pierwszy reaktor chłodzony i moderowany ciężką wodą. Decyzja o jego budowie podyktowana była przede wszystkim obawami związanymi z ewentualnymi problemami, które mogły się pojawić w trakcie budowy ośrodka dedykowanego produkcji plutonu w Hanford Site. W takim przypadku reaktor CP-3 mógłby pozwolić na prowadzenie prac niezależnie od sytuacji w Hanford [5].

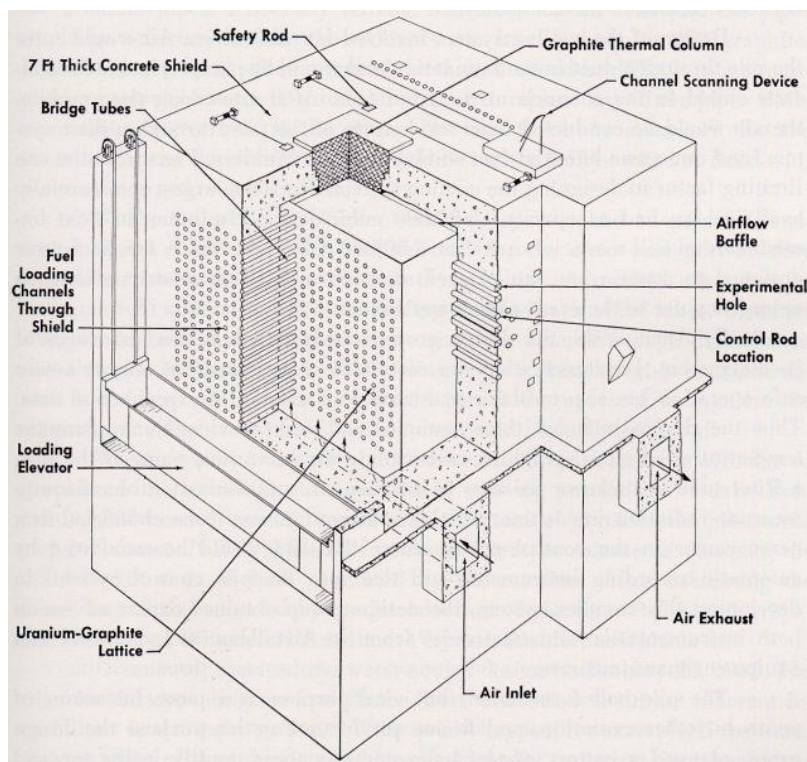


Rys. 3 Reaktor CP-3 w ANL [5]

2.2. Reaktor X-10

Bezpośrednio po sukcesie eksperymentu Fermiego, na początku 1943 roku w ramach Projektu Manhattan rozpoczęto prace nad reaktorami przeznaczonymi do produkcji plutonu militarnego. Powstała wtedy koncepcja reaktorów grafitowych chłodzonych helem i takie reaktory planowano budować w Hanford Site. Jednocześnie zdecydowano, że w Oak Ridge wybudowany zostanie reaktor grafitowy chłodzony powietrzem. Taka konstrukcja wydawała się tańsza i możliwa do szybszej realizacji. Oczekiwano też, że zdobyte doświadczenia wykorzystane zostaną podczas rozwoju ośrodka Hanford Site. Istotne znaczenie miał też fakt, że do badań nad konstrukcją broni jądrowej potrzebny był pluton, który do tego czasu dostępny był w ilościach rzędu mikrogramów. Budowa reaktora X-10 rozpoczęła się w Oak Ridge w lutym 1943 roku, a już 9 miesięcy, 4 listopada reaktor osiągnął stan krytyczny [7].

Reaktor grafitowy X-10 był pierwszym na świecie reaktorem wytwarzającym znaczące ilości energii, zaprojektowanym i zbudowanym do pracy ciągłej. Miał on postać sześciennego bloku o długości boku 7.3 m, zbudowanego z kostek grafitu jądrowego o wadze około 1400 ton, pełniącego rolę moderatora. Moderator otoczony był warstwą betonu barytowego będącego osłoną radiacyjną. W bloku reaktora znajdowało się 36 poziomych rzędów po 35 otworów, za którymi znajdowały się kanały paliwowe. Tylko 800 z tych kanałów było kiedykolwiek używanych [8]. Reaktor był wyposażony w 7 prętów sterujących. Trzy z nich, wykonane ze stali pokrytej kadmem, pełniły rolę prętów wyłączeniowych. Przechodziły one przez rdzeń pionowo i zawieszane były na linach, zwalnianych w przypadku wyłączenia reaktora

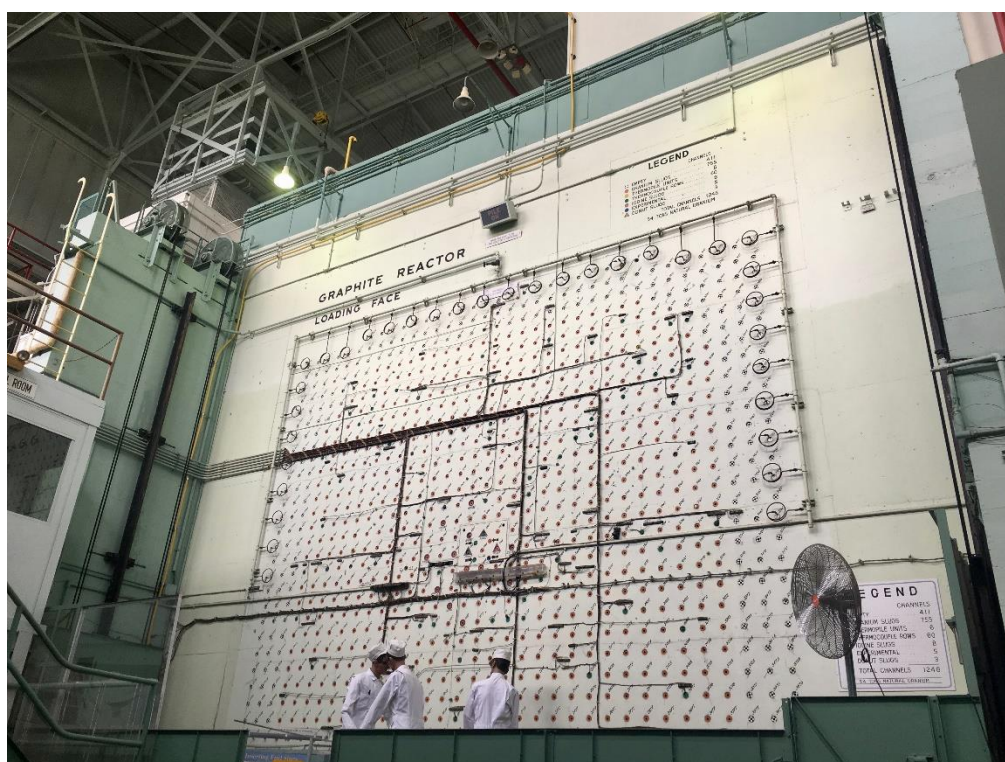


Rys. 4 Schemat reaktora X-10 [9]

Pozostałe cztery, wykonane ze stali borowej, przechodziły przez rdzeń poziomo. Dwa z nich były sterowane hydrauliczne, a pozostałe dwa elektrycznie.

Paliwem w reaktorze X-10 był metaliczny uran naturalny, umieszczony w cylindrycznych koszulkach aluminiowych o długości 100 mm i średnicy 25 mm. Każdy z kanałów zawierał od 24 do 54 elementów paliwowych.

Stan krytyczny osiągnięto 4 listopada 1943 roku, po załadowaniu 27 ton uranu, a tydzień później załadowano 33 tony uranu, zwiększając jednocześnie moc cieplną do 500 kW_{th}. Kolejne modyfikacje, wynikające przede wszystkim z potrzeby zwiększenia strumienia neutronów i szybkości konwersji ²³⁸U, doprowadziły w czerwcu 1944 roku do mocy 4 MW_{th}. Chłodzenie układu zapewniały trzy wentylatory elektryczne, tłoczące na minutę 1600 m³ pobieranego z zewnątrz powietrza, które po przejściu przez filtry kierowane było do komina.



Rys. 5 Reaktor X-10 [10]

Reaktor pracował w cyklu tygodniowym, z 10 godzinną przerwą na załadunek paliwa. Odbывał się on ręcznie: po usunięciu korka kanału paliwowego, ręcznie wprowadzano element paliwowy, a elementy w kanale przesuwane były za pomocą pręta. Rozładowywane elementy paliwowe wypadały z drugiej strony kanału paliwowego do basenu z wodą o głębokości 6.1 m, gdzie przez kilka tygodni były chłodzone, a następnie trafiały do budynku, w którym przeprowadzana była obróbka chemiczna.

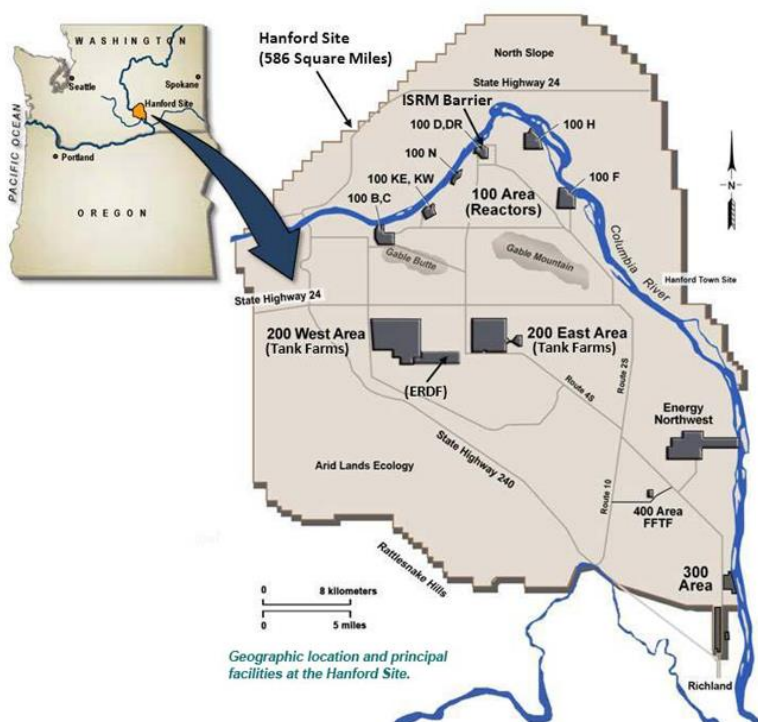
Reaktor X-10 dostarczył do Los Alamos w sumie ok. 500 g plutonu. Nie była to ilość pozwalająca na konstrukcję broni jądrowej, ale próbki te były bezcenne z punktu widzenia konieczności przyspieszenia badań nad wykorzystaniem plutonu. Przeprowadzone analizy

wykazały, że poza izotopem ^{239}Pu zawierają one również izotop ^{240}Pu , który ma stosunkowo wysoki współczynnik rozszczepienia spontanicznego, niemal 4 rzędy wielkości wyższy niż ^{239}Pu . Ustalenia te okazały się mieć kluczowe znaczenie dla konstrukcji bomby plutonowej.

Po zakończeniu wojny, w sierpniu 1948 roku X-10 jako pierwszy reaktor dostarczył energię elektryczną wytworzoną z energii jądrowej. Był on pierwowzorem brytyjskich reaktorów znanych jako Windscale Piles, wybudowanych i uruchomionych w Sellafield Site w latach 1950-51, w ramach programu rozwijania brytyjskiej broni jądrowej. Reaktor X-10 pracował do roku 1963.

2.3. Hanford Site

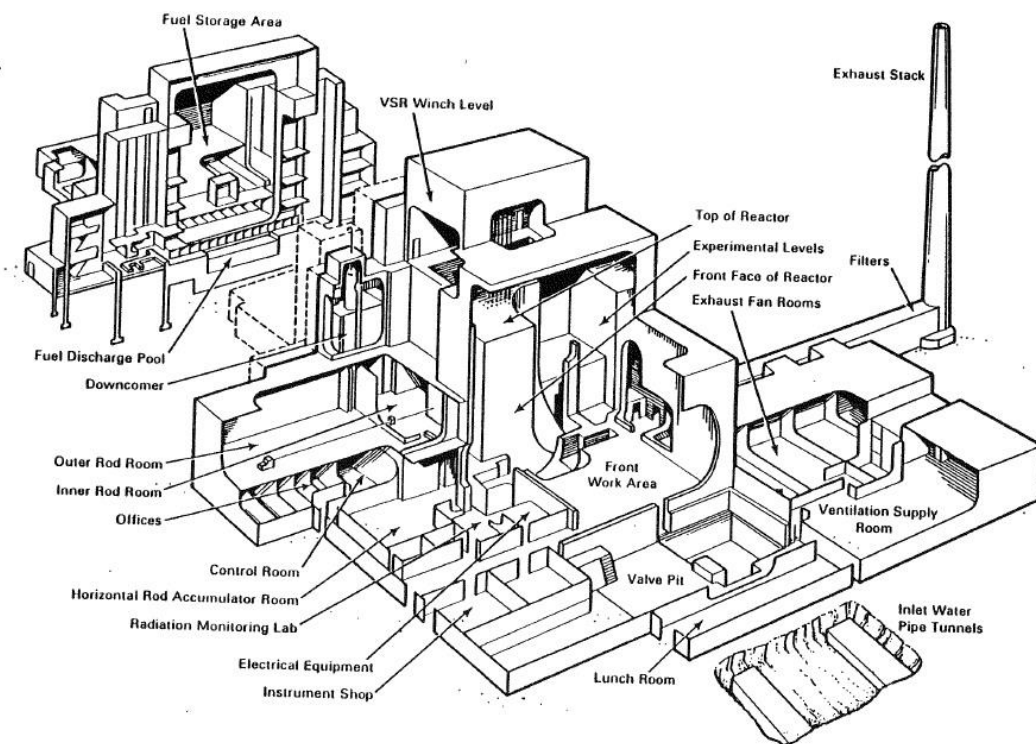
Bezpośrednio po udanym eksperymencie Fermiego, w ramach Projektu Manhattan, w Hanford Site w stanie Washington rozpoczęto budowę ośrodka przeznaczonego do produkcji plutonu na cele militarne. Generalny plan instalacji opracowany został przez firmę Du Point już w połowie grudnia 1942, a więc prace te szły niezależnie od postępów grupy Fermiego. Zakładał on budowę co najmniej trzech reaktorów i dwóch instalacji separacji plutonu, ale przewidywał w razie potrzeb wybudowane kolejnych trzech reaktorów i kolejnej instalacji separacji. Budowa rozpoczęła się w połowie 1943 roku i prowadzona był równocześnie w trzech lokalizacjach leżących nad Columbia River, określanych jako 100-B (West), 100-D (North) i 100-F (East).



Rys. 6 Hanford Site [11]

Od nich powstały później nazwy reaktorów: **B-Reactor** (105-B), **D-Reactor** (105-D) i **F-Reactor** (105-F). Podawane w nawiasach numery, którymi czasami określano odpowiednie reaktory, były w istocie numerami budynków reaktorów.

Plany budowy reaktorów oparte były generalnie na projekcie reaktora X-10, z tym, że początkowo przewidywano dla nich chłodzenie nie powietrzem, a helem. Plany były jednak zmieniane na bieżąco, stosownie do doświadczeń zdobywanych podczas budowy i uruchamiania instalacji w Oak Ridge. I tak, ze względu na dużą moc termiczną, przewidywaną na $250 \text{ MW}_{\text{th}}$, uznano, że w nowych reaktorach zamiast chłodzenia gazowego zastosowane zostanie chłodzenie wodne, co wiązało się z koniecznością budowy trzech stacji poboru wody z Columbia River. Dodatkowo, ze względu na stosunkowo wysokie temperatury wody w Columbia River w miesiącach letnich, zdecydowano o konieczności budowy instalacji wstępnego chłodzenia wody. Ponieważ decyzja ta spowodowała kolejne przesunięcie terminu uruchomienia reaktorów, uznano, że reaktor B wybudowany zostanie bez takiej instalacji. Jednocześnie, ze względu na silną presję czasu, reaktor ten w harmonogramie uzyskał priorytet.



Rys. 7 Schemat budynków reaktora B [12]

Jego budowa rozpoczęła się w październiku 1943 r. a uruchomienie, przewidywane początkowo na czerwiec 1944 nastąpiło ostatecznie w połowie sierpnia 1944 r. Ze względu na doświadczenia związane z budową reaktora B, budowa kolejnych reaktorów D i F przebiegała wyraźnie sprawniej i zaczęły one działać niedługo po uruchomieniu pierwszego reaktora. W Hanford Site wybudowano i uruchomiono 9 reaktorów jądrowych, których podstawowe dane przedstawione zostały w tabeli 1. Jej ostatnia kolumna podaje moce termiczne reaktorów

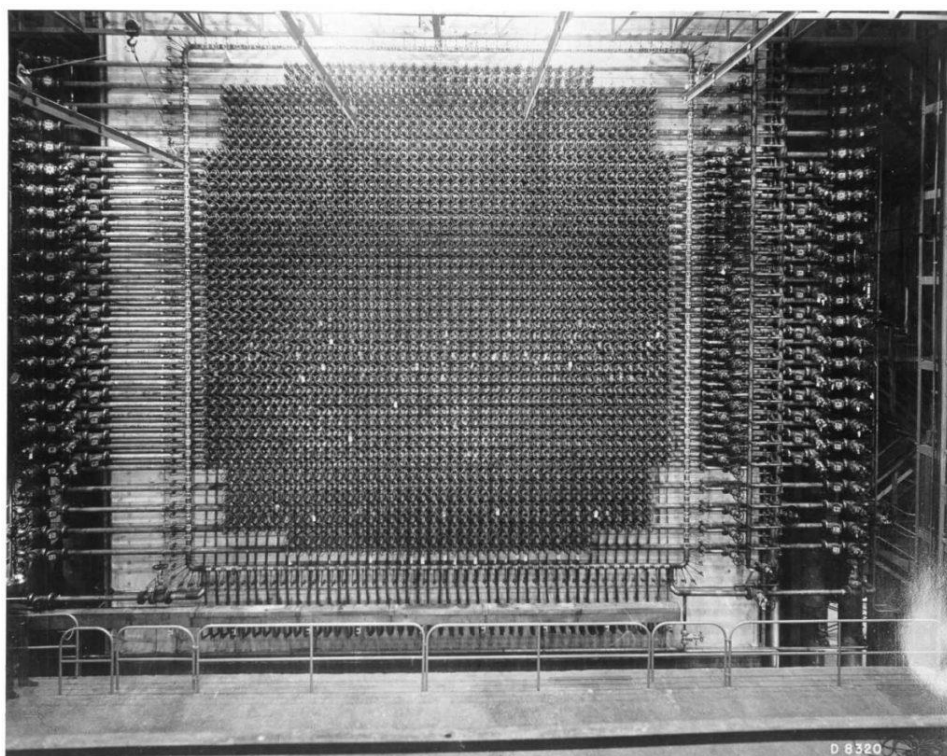
wynikające z początkowych projektów, oraz ostateczne moce, które osiągnięto po kolejnych modyfikacjach warunków pracy.

Reaktor	Budowa	Stan krytyczny	Wyłączenie	Moc MWth pocz./finalna
B	X 1943	IX 1944	II 1968	250/2210
D	X 1943	XII 1944	VI 1967	250/2165
F	VII 1944	II 1945	VI 1965	250/2040
H	VII 1949	IX 1949	VI 1965	400/2140
DR	VI 1950	X 1950	XII 1964	250/2165
C	IX 1951	XI 1952	IV 1969	650/2500
KE	VI 1952	I 1955	I 1971	1800/4400
KW	XII 1953	I 1956	II 1970	1800/4400
N	VI 1959	VI 1963	I 1987	4000/4000

Tabela 1. Reaktory pracujące w Hanford Site

Pierwszych sześć reaktorów wyglądało w zasadzie bardzo podobnie: rdzeń każdego z nich zbudowany był z dopasowanych bloków grafitowych. Jego długość wynosiła 28 stóp (8.53 m), a wysokość, równa szerokości, wynosiła 36 stóp (10.97 m). Przez blok ten przechodziły 2004 poziome kanały paliwowe o średnicy 1.25” (4.45 cm), rozmieszczone w regularnej siatce. Były one wykonane z rur aluminiowych. Reaktory KE i KW były nieco większe – ich rdzenie miały wymiary 33 stopy (10.06 m) na 36 stóp (10.97 m), a kanałów paliwowych było 3220. Grafitowy rdzeń każdego reaktora był otoczony grubymi osłonami termicznymi i biologicznymi, tworząc blok reaktora. Ten zamknięty był w stalowej obudowie wypełnionej heliem. Obudowa pozwalała na odseparowanie rdzenia od atmosfery zewnętrznej, a chemicznie obojętny hel zapewniał brak reakcji chemicznych z moderatorem. Jednocześnie, ze względu na korzystne parametry termodynamiczne, pozwalał na skuteczne odprowadzanie ciepła powstającego poza kanałami paliwowymi. Każdy z reaktorów wyposażony był w 24 otwory testowe przebiegające z prawej strony rdzenia wykorzystywane do napromieniania próbek specjalnych. Z lewej strony każdego reaktora przebiegały poziome kanały prętów regulacyjnych, a pionowe kanały przewidziane były dla prętów wyłączeniowych.

Reaktory pracujące w Hanford Site przeznaczone były przede wszystkim do produkcji plutonu na potrzeby militarne, w związku z czym nie przywiązywano wagi do odzyskiwania wytworzonej przy tej okazji energii. Tylko ostatni z uruchomionych reaktorów (Reaktor N) zaprojektowany został jako reaktor podwójnego przeznaczenia i poza produkcją plutonu wytwarzał energię elektryczną. Było to już jednak po uruchomieniu pierwszej komercyjnej elektrowni jądrowej w Calder Hall w Wielkiej Brytanii.



Rys. 8 B-Reactor [13]

2.3.1 Chłodzenie reaktorów

Początkowy projekt zakładał chłodzenie reaktorów helem, jednak problemy związane z szybkim opracowaniem odpowiednio wydajnych kompresorów helu wymusiły zmianę koncepcji i zastosowanie głównego chłodzenia wodnego. Chłodzenie helowe pozostawiono jednak jako mechanizm odbioru ciepła z bloku grafitowego, gdzie przepływający hel nie tylko poprawiał warunki transmisji ciepła, ale również usuwał wilgoć oraz powstające zanieczyszczenia. Reaktory wybudowane w Hanford Site chłodzone były wodą pobieraną z Columbia River, a każdy z reaktorów miał własną instalację poboru i uzdatniania wody. Pobierana z rzeki woda pompowana była przez szereg systemów filtracji i oczyszczania chemicznego, trafiając ostatecznie do zbiorników magazynowych. Po doprowadzeniu do reaktora, woda przepuszczana była przez kanały paliwowe, a więc przechodziła przez przestrzeń pomiędzy aluminiową obudową kanału, a elementami paliwowymi. Stamtąd wodę wypompowywano z tyłu reaktorów, pozostawiano na krótki czas (30 minut do 6 godzin) w zbiornikach retencyjnych, umożliwiając w ten sposób rozpad znajdujących się w niej krótkożytych izotopów, a następnie odprowadzano do rzeki Columbia. Ze względu na taki sposób chłodzenia 8 pierwszych reaktorów nazywanych było „jednoprzebiegowymi” (single pass). Tylko ostatni, reaktor N, nie był reaktorem jednoprzebiegowym, bo stosowano w nim bardziej złożony obieg wody chłodzącej, której znaczna część po recyklingu wracała do rdzenia. Wyższe było też jej ciśnienie. Początkowo do chłodzenia pierwszych reaktorów jednoprzebiegowych używano 35000 galonów wody na minutę ($2.2 \text{ m}^3/\text{s}$). Później, wraz ze wzrostem mocy reaktorów, konieczne okazało się znaczące zwiększenie przepływu.

Trwające niemal od początku eksploatacji operacje podnoszenia mocy reaktorów zwiększały wyzwania związane z zapewnieniem właściwego chłodzenia. Według wykonanych szacunkowych obliczeń, wytworzenie 1 g ^{239}Pu wiązało się z wytworzeniem 1 MWd energii cieplnej, która oczywiście musiała zostać w całości odprowadzona [14]. Zwiększenie strumienia ciepła wymagało nie tylko zwiększenia przepływu wody, ale powodowało podniesienie temperatury. W związku z tym pojawiały się obawy związane z możliwością wystąpienia kryzysu wrzenia, czyli odparowania wody w kanałach paliwowych, a przynajmniej w ich części. Sytuacja taka, stanowiąca obecnie jedno z zagrożeń eksploatacyjnych reaktorów PWR, powodowałaby gwałtowne ograniczenie odprowadzania ciepła z elementów paliwowych, prowadząc do ich uszkodzenia. Wyższe temperatury miały również duży wpływ na trwałość aluminiowych koszulek elementów paliwowych, bowiem większość stopów aluminium, którego temperatura topnienia wynosi 660.3°C , już w temperaturach 200°C do 300°C wykazuje znaczną utratę wytrzymałości. Wyższe temperatury i większe przepływy przyspieszały też korozję koszulek. Uszkodzenia koszulek paliwowych i utrata ich szczelności groziła nie tylko uwolnieniami produktów rozszczepienia. Wiedziano już, że wniknięcie wody do elementów paliwowych będzie powodowało puchnięcie uranu, czego następstwem może być zablokowanie przepływu w kanale paliwowym, a następnie stopienie paliwa i obudowy kanału.

Dążenie do zwiększenia produkcji plutonu i zwiększane w związku z tym moce reaktorów powodowały coraz częstsze awarie elementów paliwowych. Pierwsza wydarzyła się w reaktorze F w maju 1948 r., a dwie kolejne parę miesięcy później w reaktorze B. Ilości awarii zwiększały się szybko i w roku 1951 zdarzyło się ich już 151 [14]. Podobne problemy dotyczyły uszkodzeń aluminiowych rur kanałów paliwowych, których częstość systematycznie rosła. W roku 1953 w każdym z reaktorów trzeba było wymienić średnio 200 kanałów paliwowych. Problemy te wymusiły prace nad stopniową modyfikacją reaktorów, w ramach której aluminiowe kanały paliwowe zaczęto zastępować rurami wykonanymi z cyrkonu, a dokładniej z Zircaloyu-2.

Kolejnym problemem, z którym borykano się w reaktorach jednoprzepływowych, było osadzanie się zanieczyszczeń pochodzących z wody z Columbia River na powierzchni kanałów paliwowych, co powodowało pogorszenie warunków przepływu, gorsze odprowadzanie ciepła i wzrost temperatury reaktora. Zanieczyszczenia te usuwano początkowo co miesiąc, po zatrzymaniu reaktora na przeładunek paliwa, ale na początku lat 50-tych zaczęto stosować operacje czyszczenia podczas pracy reaktora. Okazały się one skuteczne, ale powodowały jednocześnie silne zanieczyszczenia wody zwracanej do Columbia River.

Podobne problemy związane były z wykorzystaniem dwuchromianu sodu, dodawanego do wody jako inhibitor korozji. Dwuchromian sodu trafiający do rzeki stanowił poważne zagrożenie dla ryb i dlatego podjęto próby związane ze stosowaniem innych inhibitorów. Jednak wycofanie dwuchromianu sodu spowodowało takie nasilenie przypadków korozji w obiegach chłodzenia, że szybko powrócono do jego stosowania [14].

Praca reaktorów na poziomach mocy wielokrotnie przekraczających wartości projektowe wymagała nie tylko przeprojektowania samych układów poboru i zwrotu wody, bowiem przepływ w kanałach paliwowych ograniczony był ich wymiarami oraz możliwością transferu

ciepła z elementu paliwowego do wody. Dlatego pod koniec lat 50-tych zaczęto stosować nowe elementy paliwowe, posiadające osiowe kanały oraz żebrowania poprawiając wymianę ciepła. Jednocześnie zaczęto zastępować stosowane wcześniej aluminium cyrkonem oraz zaczęto podnosić ciśnienie wody w kanałach paliwowych. Rozwiązania te stosowane były w ostatnim uruchomionym reaktorze N.

2.3.2 Sterowanie reaktorów

Pierwsze reaktory budowane w Hanford Site były wyposażone w różne przyrządy zabezpieczające i kontrolne, mierzące temperaturę, ciśnienie, wilgotność, strumień neutronów i poziomy radioaktywności, oraz inne istotne parametry eksploatacyjne [12]. Przyrządy pomiarowe podzielone były na kilka podstawowych grup:

- oprzyrządowanie obwodu bezpieczeństwa reaktora inicjujące scram w następujących przypadkach:
 - ręczne wyłączenie przez operatora, spowodowane wciśnięcie jednego z trzech przycisków powodujących:
 - zrzucenie prętów HCR (poziomch) i VSR (pionowych),
 - wprowadzenie samych prętów HCR
 - aktywację systemu 3X
 - awaria zasilania – aktywująca pręty HCR i VSR
 - sygnał monitora strumienia neutronów – aktywujący pręty HCR i VSR w przypadku przekroczenia poziomów określonych w parametrach eksploatacyjnych;
 - sygnał monitora ciśnienia – uruchamiający scram w przypadku przekroczenia (w obie strony) limitów ciśnienia w którymkolwiek z kanałów paliwowych;
 - sygnał czujnika sejsmicznego;
 - sygnał strefowego czujnika temperatury – uruchamiający scram jeśli różnice pomiędzy temperaturami sąsiadujących stref są zbyt duże.
- oprzyrządowanie kontroli procesu – umożliwiające ręczne sterowanie reaktorem. Ponieważ zmiany strumienia neutronów obejmować mogą zakres wielu rzędów wielkości, stosowano osobne oprzyrządowanie do pomiaru strumienia podkrytycznego, pośredniego i pełnego;
- monitory temperatury – pokazujące temperaturę wody odpływowej, temperaturę grafitu i temperaturę osłony. Temperatura wody opuszczającej kanał paliwowy pozwalała na ustalenie szybkości chwilowej produkcji plutonu w tym kanale;
- manometry wody chłodzącej – podające ciśnienia wody w układzie chłodzenia;
- monitor pęknięć – wskazujący uszkodzenia elementów paliwowych w kanale;
- kalkulator poziomu mocy reaktora – obliczający całkowitą moc reaktora na podstawie temperatury wody opuszczającej rdzeń.

Podstawowe operacje mocy i regulacje wykonywane były z użyciem

- 9 poziomych prętów sterujących (HCR), wchodzących do reaktora od lewej strony. Pręty te były chłodzone wodą. Dwa z nich sterowane były elektrycznie i nie były

podłączone do obwodu scram (awaryjnego wyłączenia reaktora), pozostałych 7 było sterowane hydraulicznie;

- 29 pionowych prętów wyłączeniowych (VSR). W razie potrzeby były one szybko wprowadzane do rdzenia i przerwały reakcję łańcuchową. Standardowy czas wyłączenia reaktora wynosił 2.5 sekundy;
- w sytuacji awaryjnej dostępny był zapasowy system wyłączeniowy (3X), który w razie potrzeby wlewał roztwór boru do każdego z 29 kanałów prętów VSR. W późniejszym czasie zastąpiony został system zasypującym małe, pokryte niklem kulki ze stali węglowej;
- dodatkową kontrolę zapewniał system PCCF umożliwiający wprowadzanie trucizn do wybranych kanałów paliwowych. Nie był on projektowany jako system bezpieczeństwa, ale umożliwiał modyfikowanie rozkładu strumienia neutronów w rdzeniu reaktora.

2.3.3 Grafit stosowany w pierwszych reaktorach

W roku 1940 Leo Szilard zakupił od National Carbon (oddziału Union Carbide) cztery tony grafitu przeznaczonego do pierwszych eksperymentów Fermiego. Początkowe rezultaty okazały się zniechęcające, ale Szilard uważał, że nie jest to problem grafitu, tylko znajdujących się w nim bliżej nie ustalonych zanieczyszczeń. Hipoteza ta została potwierdzona przez Herberta G. McPhersona, fizyka z Berkeley, pracującego w Union Carbide, który wiedział, że grafit stosowany w elektrodach węglowych, wykorzystywanych między innymi w projektorach filmowych, zawierał niewielkie ilości boru, powodującego przesunięcie widma wytwarzanego łuku elektrycznego w stronę czerwieni, co na ekranie dawało cieplejsze kolory. Problem polegał jednak na tym, że czysty grafit nie był wytwarzany, bo do czasu rozwoju programu jądrowego nie było na niego zapotrzebowania i nie było opracowanej odpowiedniej metody produkcji.

W okresie poprzedzającym opracowanie pierwszego grafitu jądrowego Fermi i Szilard zakupili od kilku producentów grafit o różnych wartościach przekroju czynnego absorpcji neutronów termicznych: grafit AGX od National Carbon Company o przekroju czynnym 6.68 mb, grafit US od United States Graphite Company o przekroju czynnym 6.38 mb oraz grafit Speer od Speer Carbon Company o przekroju czynnym 5.51 mb.

W wyniku prowadzonych prac, mających na celu wytworzenie grafitu z możliwie niską zawartością boru, udało się ustalić, że końcowe zanieczyszczenia w pierwszej kolejności zależą od używanego surowca. Standardowa metoda produkcji grafitu polegała na wykorzystaniu koksu mineralnego jako wypełniacza, oraz paku węglowego (smoły) jako spoiwa. Po zastąpieniu koksu mineralnego koksem naftowym zanieczyszczenia zostały znacząco zredukowane. Dalszą poprawę uzyskano stosując koks naftowy zamiast mineralnego w procesie grafityzacji, będącym dalszym etapem produkcji, ale skutkiem tego było niemal dwukrotne obniżenie wydajności. Konieczność zmniejszenia produkcji grafitu nie była jednak postrzegana jako istotny problem, bowiem prace prowadzone na potrzeby Projektu Manhattan uzyskały najwyższy priorytet i w związku z tym praktycznie cała produkcja grafitu na inne potrzeby została wstrzymana. Efektem przeprowadzonych prac był produkt znany jako

„AGOT Graphite” National Carbon, który uważa się za pierwszy prawdziwy grafit klasy jądrowej, o przekroju czynnym równym 4.97 mb. Do listopada 1942 roku National Carbon wysłało 250 ton grafitu AGOT na Uniwersytet w Chicago, gdzie wykorzystano go do budowy reaktora CP-1. Grafit ten został wykorzystany również do budowy reaktora X-10 w Oak Ridge i reaktorów produkcyjnych w Hanford Site.

Czystość stosowanego grafitu cały czas postrzegana była jako kluczowy parametr decydujący o warunkach eksploatacji budowanych reaktorów i w związku z tym badania nad dalszą jego poprawą prowadzone były cały czas. W przypadku pierwszych trzech reaktorów w Hanford Site, jako podstawowe surowce wybrano koks Kendall i smołę Chicago jako materiały o niskiej zawartości boru, a wytwarzany z nich grafit AGOT określany był jako gatunek KC. Ze względu na ograniczenia w ich dostępności, jako dopuszczalną alternatywę przyjęto możliwość użycia koksu Cleves i smoły Standard.

W drugiej połowie 1947 r. opracowano proces oczyszczania gazowego, pozwalający na dalszą redukcję zanieczyszczeń produktu końcowego. Część pieców grafityzacyjnych została przystosowana do nowej technologii, a pierwszy z nich uruchomiono w styczniu 1948 roku. Gatunek oczyszczonego w ten sposób grafitu oznaczano jako KCF, a jego przekrój czynny udało się obniżyć do ok. 3.5 mb. Jak można zauważyć, wartość ta jest mniejsza od wartości przekroju czynnego dla czystego pierwiastka węgla (3.86 mb), ale zapewne jest to związane ze stosowanymi przeliczeniami oraz faktem, że wytwarzane grafity zawsze mają pewien stopień porowatości, a ich gęstości (poniżej 1.9 g/cm³) są zawsze mniejsze niż teoretyczna gęstość czystego grafitu (2.256 g/cm³).

Ponieważ margines dla dalszego obniżania przekroju czynnego absorpcji był już bardzo niewielki, dalsze prace nad nowymi gatunkami grafitu miały na celu przede wszystkim optymalizację produkcji oraz poprawę parametrów mechanicznych oraz termicznych. W szczególności chodziło o nierównomierne pęcznienie grafitu, spowodowane działaniem neutronów prędkich oraz zmianami temperatury. W roku 1950 opracowano proces, w którym materiał CS został poddany oczyszczaniu gazowemu bez pośredniego etapu grafityzacji, a produkt końcowy okazał się tak czysty jak CSF. Ta zmiana procesu obniżała koszty i przyspieszała produkcję, a otrzymywany gatunek grafitu oznaczany był jako CSGBF. Był to jedyny gatunek grafitu używany w rdzeniu reaktora C.

Podczas projektowania reaktorów KW i KE w roku 1951 jako surowiec do produkcji grafitu wybrano koks naftowy wytwarzany z ropy Teksas, a otrzymywany gatunek grafitu oznaczono jako TSBGF. W tym wypadku początkowe eksperymenty wskazywały na mniejszą ekspansję w przypadku napromieniania w niskich temperaturach, oczekiwano więc lepszego zachowania tego grafitu w reaktorach. Okazało się jednak, że grafit TSBGF wykazuje co prawda mniejszą ekspansję, ale jednocześnie w temperaturach powyżej 300°C kurczy się znacznie szybciej niż CSF, natomiast po okresie szybkiego kurczenia zaczyna rozszerzać się w kierunku poprzecznym i traci wytrzymałość, a między kryształami rozwijają się duże pęknięcia. Problemy te spowodowały, że stosunkowo szybko konieczne było wprowadzenie zmian w rdzeniach reaktorów KW i KE, polegających między innymi na powiększeniu otworów prętów sterujących, którym groziło zablokowanie.

Podobne problemy pojawiły się w przypadku reaktora N, dla którego przewidziano grafit produkowany z koksu naftowego Texas-Lockport oraz podniesiono temperaturę grafityzacji do 3000°C. Otrzymany gatunek grafitu miał oznaczenie TSX. Okazało się jednak, że pod wpływem neutronów kurczy się on znacznie szybciej w kierunku równoległym niż gatunek CSF, a po pewnym czasie zaczął rozszerzać się w kierunku poprzecznym. Zanim jednak reaktor N został wyłączony, grafit w regionie centralnym przestał się kurczyć w kierunku poprzecznym i zaczął się rozszerzać w przyspieszonym tempie.

Grafit pochodzący z reaktorów, których eksploatacja została zakończona, jest odpadem radioaktywnym, wymagającym odpowiedniego postępowania. Jego część, eksploatowana w obszarach reaktorów o niskim strumieniu neutronów, klasyfikowana jest zwykle jako odpad niskoaktywny (Low-Level Waste), ale grafit z moderatora lub reflektorów stanowi najczęściej odpad średnioaktywny (Intermediate-Level Waste). Obie te grupy charakteryzują się niewielką generacją ciepła i w związku z tym nie wymagają specjalnych rozwiązań do jego odprowadzania.

Wśród izotopów promieniotwórczych odpowiedzialnych za radioaktywność zużytego grafitu reaktorowego największe znaczenie ma ^{14}C o czasie połowicznego rozpadu 5730 lat, ^3H o czasie połowicznego rozpadu 12.43 roku oraz ^{36}Cl o czasie połowicznego rozpadu 301 tys. lat. Pierwszy z izotopów wytwarzany jest w trzech reakcjach:

- $^{14}\text{N}(\text{n},\text{p})^{14}\text{C}$ $\sigma = 1.8 \text{ b}$
- $^{13}\text{C}(\text{n},\gamma)^{14}\text{C}$ $\sigma = 0.0009 \text{ b}$
- $^{17}\text{O}(\text{n},\alpha)^{14}\text{C}$ $\sigma = 0.235 \text{ b}$

W przypadku reaktorów chłodzonych gazem wydajność pierwszej i trzeciej z powyższych reakcji zależy przede wszystkim od stosowanego chłodziwa. Głównym źródłem trytu jest reakcja zachodząca na zanieczyszczeniach ^6Li oraz transport z elementów paliwowych, gdzie powstaje on w niektórych rozszczepieniach trójciałowych (*ternary fission*), natomiast ^{36}Cl powstaje na skutek aktywacji zanieczyszczeń ^{35}Cl . Poza wymienionymi izotopami występują w mniejszych ilościach produkty aktywacji innych zanieczyszczeń (np. ^{60}Co), a także produkty rozszczepienia (np. ^{152}Eu), a nawet izotopy uranu czy plutonu, uwolnione z uszkodzonych elementów paliwowych.

2.3.4 Paliwo stosowane w pierwszych reaktorach

Pierwszy reaktor Fermiego, CP-1, osiągnął krytyczność wykorzystując 6 ton metalicznego uranu oraz 34 tony tlenku uranu. Ten ostatni został użyty dlatego, że w tym czasie nie było dostępnych odpowiednich ilości metalicznego uranu. Powody tego stanu rzeczy było dwa: po pierwsze, praktycznie do odkrycia reakcji rozszczepienia, czyli do roku 1939, uran miał bardzo ograniczone zastosowanie przemysłowe. Przed wybuchem II Wojny Światowej nie istniały żadne kopalnie wydobywające wyłącznie uran. Jego złoża były cenne przede wszystkim ze względu na występujący z razem z nim rad, a niektóre minerały zawierały również cenny wanad, wykorzystywany w produkcji stali. Po drugie, wiedza na temat metalurgii uranu była bardzo ograniczona, a metal ten okazał się bardzo trudny do uzyskania w czystej formie metalicznej.

Uran wykorzystywany w pracach Projektu Manhattan pochodził z trzech głównych źródeł: kopalni Shinkolobwe w belgijskim Kongo, kopalni Eldorado w północnej Kanadzie, oraz z kopalń i odpadów hutniczych z amerykańskiego Zachodu. Pierwsza z kopalń, znajdująca się w prowincji Katanga w belgijskim Kongo, była kopalnią odkrywkową, pracującą na bardzo bogatym złożu, zawierającym średnio ponad 2 procenty uranu. Dostarczyła ona prawie dwie trzecie uranu wykorzystanego w Projekcie Manhattan. W roku 1939 niemal cały uran był już wydobyty i znajdował się na powierzchni. Belgijska firma Union Minière du Haut Katanga założyła kopalnię w połowie lat dwudziestych XX wieku, a w roku 1937 roku kopalnia została zamknięta, gdyż uznano, że zgromadzone zapasy radu i uranu będą w stanie zaspokoić przewidywane zapotrzebowanie przez następne 30 lat. Zapasy te zostały przejęte przez Stany Zjednoczone w czasie wojny, a w roku 1944 roku Union Minière podjęła wstępne kroki w celu ponownego otwarcia kopalni. Ponowne dostawy rudy rozpoczęły się pod koniec 1945 roku [15].

Znajdująca się w północnej Kanadzie kopalnia Eldorado dostarczyła ok. jednej szóstej uranu wykorzystanego przez Projekt Manhattan. Założona w 1931 r. tuż za kołem podbiegunowym, pracowała na złożu zawierającym średnio od 0.5 do 1 procenta uranu. Również tam uran był wydobywany niejako „przy okazji”, bo dla firmy Eldorado Mining Company najcenniejsze były rudy radu i srebra. Po wydobyciu wystarczającej ilości radu, pozwalającej zaspokoić oczekiwaną sprzedaż przez wiele lat, podjęto decyzję o zalaniu kopalni i zamknięciu działalności w 1940 roku. Jednak w związku z rozpoczęciem prac w ramach Projektu Manhattan, rządy Wielkiej Brytanii i Stanów Zjednoczonych zwróciły się do rządu Kanady o zakup kontrolnego udziału w Eldorado Mining Company. Kopalnia została ponownie otwarta w 1942 roku, a dostawy rudy wznowiono w 1943 roku.

Złoża karnotyту na płaskowyżu Kolorado w pierwszych dwóch dekadach XX wieku dostarczały głównie wanad i większość światowej produkcji radu. Po przeniesieniu produkcji do Konga eksploatacja została zatrzymana. Rudy, zawierające średnio około 0,25 procent nieistotnego wcześniej uranu, zaczęto eksploatować ponownie od roku 1939. Dostarczyły około jednej siódmej uranu wykorzystanego w Projekcie Manhattan.

Podczas wojny otwarto wiele innych kopalń dostarczających dodatkową rudę, ale pod koniec 1946 roku działało ich tylko 15. Dokonane po wojnie odkrycia nowych złóż uranu na amerykańskim Zachodzie doprowadziły do boomu wydobywania uranu w latach 50., a w latach 80. Stany Zjednoczone stały się światowym liderem w produkcji uranu.

W trakcie prac nad przygotowaniem paliwa jądrowego wielkim problemem okazało się otrzymanie uranu metalicznego. Początkowa produkcja bardzo ograniczonych ilości uranu pochodziła z firmy Hydrides Corporation, dostarczającej proszku uranowego, który wystawiony na działanie powietrza zapalał się i utleniał do tlenku uranu. Podejmowane próby przekształcenia proszku w uran metaliczny przez długi czas kończyły się niepowodzeniem. Sytuacja uległa zmianie w roku 1942, kiedy Frank H. Spedding, profesor chemii z Iowa State College i ekspert w dziedzinie chemii pierwiastków ziem rzadkich, zgodził się pokierować Projektem AMES, mającym na celu rozwiązanie problemu wytwarzania metalicznego uranu. Opracowany wówczas proces umożliwiał bezpieczne odlewanie dużych sztabek metalu, przy jednoczesnym niemal dwudziestokrotnym obniżeniu kosztów produkcji [16].

Kolejny problem, który wymagał rozwiązania, polegał na występowaniu zanieczyszczeń uranu, w skład których wchodziły izotopy o wysokich przekrojach czynnych na pochłanianie neutronów. Były to głównie izotopy pierwiastków ziem rzadkich, ale też i bor. Sytuacja ta prowadziła do obniżenia reaktywności paliwa i mogła powodować problemy z eksploatacją reaktorów. Opracowana pierwotnie skuteczna metoda oczyszczania polegała na ekstrakcji zanieczyszczeń z roztworu wodnego azotanu uranu z eterem. Była to w zasadzie metoda laboratoryjna, ale zastosowana na dużą skalę pozwalała na oczyszczenie tony uranu dziennie. Później opracowano metodę, w której używano czterofluorku uranu. Niestety, stwierdzono, że metody te nie usuwały zanieczyszczającego boru. Szczegółowe badania wykazały jednak, że bor dostawał się do uranu podczas obróbki oczyszczonego już uranu w piecach grafitowych, w których czasami wypalano również odpady produkcyjne zawierające boraks. Dopiero poprawienie tego procesu produkcyjnego pozwoliło na wytwarzanie odpowiednio czystego metalicznego uranu.

Paliwo używane w reaktorach pracujących w Hanford Site wytwarzane było na miejscu w zakładach produkcji paliwa ulokowanych w Strefie 300. Paliwem był uran metaliczny umieszczony w koszulkach aluminiowych [12]. Podstawowe elementy paliwowe wykonane były z uranu naturalnego i miały postać cylindrów o długości ok. 8 cali oraz średnicy 1.5 cala. Ze względu na potrzebę dostarczenia dodatkowej reaktywności, jak również dla wyrównania przestrzennego rozkładu strumienia neutronów, poza elementami podstawowymi stosowano również elementy wykonane z uranu o wzbogaceniu podwyższonym do 0.947%. Ich długość wynosiła 6 cali, a różnica długości miała na celu odróżnienie elementów z uranem wzbogaconym od elementów podstawowych.

Użycie wzbogaconego uranu było możliwe, bowiem w roku 1944 w Oak Ridge ruszyła instalacja S-50, wykorzystująca metodę termodyfuzji do wstępnego wzbogacania uranu. Dalsze wzbogacanie odbywało się w instalacji Y-12 stosującej separację elektromagnetyczną, lub w K-25, w której używano metody dyfuzji gazowej.

Zapoczątkowane w roku 1949 operacje zwiększania mocy reaktorów wymusiły zmiany w budowie elementów paliwowych. Zamiast koszulek aluminiowych zaczęto stosować koszulki cyrkonowe, które wytrzymywały wyższe temperatury. Zmieniła się również geometria elementów paliwowych – zaczęto w nich stosować żebrowania oraz przelotowe otwory, pozwalające na zwiększenie przepływu wody chłodzącej.

2.3.5 Pierwsze doświadczenia z reaktorami dużej mocy

Reaktory uruchomione w Hanford Site były pierwszymi reaktorami pracującymi z wysokimi strumieniami neutronów. Pomimo wysokiej mocy termicznej, która w niektórych przypadkach przekraczała 4 GW_{th}, nie było zainteresowania wykorzystaniem ich jako źródła ciepła, bowiem celem ich pracy była wyłącznie maksymalnie wydajna produkcja plutonu. Do czasu ich uruchomienia nie było praktycznie żadnych doświadczeń eksploatacyjnych – ani związanych z zachowaniem grafitu poddawanego działaniu neutronów prędkich, ani odnoszących się do efektów w rodzaju zatrucia ksenonowego. W związku z tym, niemal wszystkie doświadczenia zbierane były na bieżąco.

Właśnie zatrucie ksenonowe było pierwszym nieoczekiwanym efektem, który pojawił się już po trzech godzinach od uruchomienia reaktora B. Rozpoczął on pracę 26 września 1944 r., wykorzystując tylko 901 z dostępnych 2004 kanałów paliwowych. Niedługo po zwiększeniu mocy reaktora do 9 MW_{th} okazało się, że reaktywność reaktora spada, a po 18 godzinach pracy utrzymanie poziomu mocy 9 MW_{th} nie było już możliwe i reaktor został wyłączony. Wyjaśnienia tego zaskakującego zjawiska szukano początkowo w Oak Ridge, gdzie pracował reaktor X-10, ale tam takiego zachowania nie zaobserwowano. Zo to taki efekt pojawił się w Argonne, gdzie pracował stos ciężkowodny. Tam też ustalono, że problem związany był z nagromadzeniem ¹³⁵Xe, czyli z zatruciem ksenonowym. Eksperymenty przeprowadzone w Hanford pokazały, że przy wykorzystanych 901 kanałach paliwowych ciągła praca była możliwa przy mocy nie większej niż 3 MW_{th}. Pierwotny projekt zakładał użycie 1500 kanałów przy pracy z mocą 250 MW_{th}. Okazało się jednak, że przy załadowanych 1500 kanałach ciągła praca była możliwa przy mocy nie przekraczającej 94 MW_{th}, a użycie wszystkich 2004 kanałów pozwalało na pracę z mocą do 216 MW_{th}. Warto zauważyć, że pierwotny projekt przewidywał tylko 1500 kanałów paliwowych, a ostateczne zwiększenie ich ilości spowodowane było naciskami firmy Du Point, odpowiedzialnej za budowę reaktora. Stało się również oczywiste, że zapobieganie efektom zatrucia ksenonowego wymaga użycia więcej niż trzech prętów kontrolnych. Dalsze operacje prowadzono już z wykorzystaniem wszystkich dostępnych 2004 kanałów, ale reaktor i tak nie był w stanie osiągnąć projektowego poziomu mocy aż do lutego 1945 r., kiedy wreszcie wypalona została wystarczająca ilość pierwotnych zanieczyszczeń grafitu – głównie boru, co pozwoliło na zwiększenie dostępnego nadmiaru reaktywności [17].

W następstwie prac związanych z rozwiązaniem problemu zatrucia ksenonowego ustalono również, że w przypadku konieczności wyłączenia reaktora, jego ponowne włączenie może nastąpić najpóźniej w ciągu pół godziny od wyłączenia, a jeśli ten czas zostanie przekroczony, ponowne włączenie jest możliwe dopiero po 36 godzinach. Ustalenia te są zgodne z obecnie stosowaną praktyką eksploatacyjną.

Najpoważniejszym problemem, na który napotkano podczas eksploatacji pierwszych reaktorów Hanford Site, były zmiany parametrów grafitu spowodowane oddziaływaniem neutronów prędkich. Zmiany te było obserwowane głównie jako pęcznienie grafitu oraz zwiększenie jego kruchości. Pod koniec 1945 r. rozszerzanie się grafitu powodowało wyginanie kanałów paliwowych, co utrudniało przemieszczanie elementów paliwowych i groziło ograniczeniem, a nawet zablokowaniem przepływu wody chłodzącej. Obawy dotyczące problemu deformacji grafitu doprowadziły w marcu 1946 roku do podjęcia decyzji o wyłączeniu reaktora B. Prowadzone w tym czasie badania nad zachowaniem grafitu w reaktorze pozwoliły na jego ponowne uruchomienie w roku 1948. Eksperymenty prowadzone do 1950 roku wykazały, że dodanie dwutlenku węgla do helu w gazowej części układu chłodzenia reaktorów pozwala na ograniczenie zjawiska pęcznienia grafitu. Ze względu na niższą pojemność cieplną CO₂ powodowało to podniesienie temperatury grafitu, co pozwalało na rekombinację defektów spowodowanych oddziaływaniem neutronów. Działanie to okazało się tak skuteczne, że w roku 1954 najstarsze reaktory pracowały z atmosferą gazową składającą się w 40 procentach z He i w 60 procentach z CO₂.

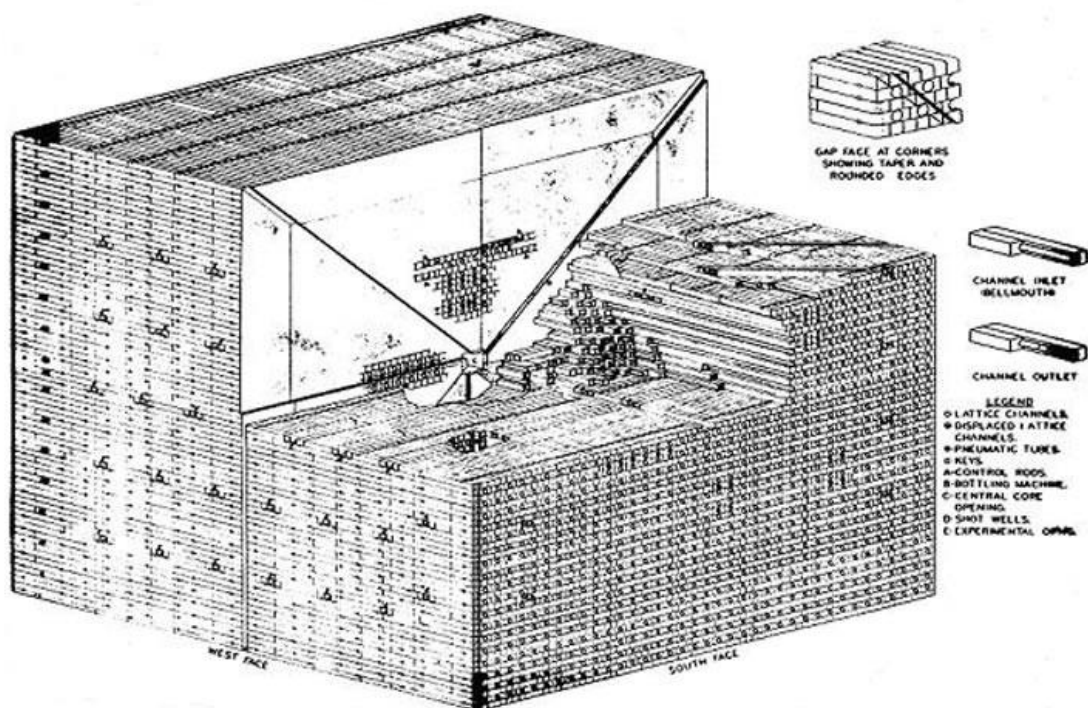
Kolejny problem, który napotkano w początkowym okresie eksploatacji reaktorów Hanford Site, związany był z nierównomiernym rozkładem strumienia neutronów w rdzeniu reaktora, którego skutkiem tego były silne gradienty temperatur. Początkowo rozkład trutyczyn w rdzeniu, ustalany przez położenie prętów sterujących zwanych *shim rods*, był praktycznie jednorodny, a związany z tym osiowy rozkład strumienia neutronów (liczony od przodu do tyłu reaktora) miał przebieg zbliżony do funkcji cosinus. Oznaczało, że podczas gdy elementy paliwowe znajdujące się w centrum reaktora pracowały w obszarze maksymalnego strumienia neutronów, to elementy peryferyjne doświadczały znacznie niższego napromieniowania. Taka sytuacja była nie tylko nieefektywna pod względem wykorzystania paliwa, ale również przyczyniała się do powstawania silnych gradientów temperatury, powodujących ekspansję grafitu w centralnych częściach rdzenia. W roku 1945 zespół pracujący pod kierunkiem głównego fizyka Projektu Manhattan, C. W. J. Wende, przetestował kilka nowych ustawień prętów, starając się doprowadzić do wyrównania rozkładu strumienia neutronów i powiększenia obszaru maksymalnego wypalenia oraz wyrównania rozkładu temperatury w rdzeniu. Eksperymenty te pokazały, że zmiany w ustawieniu *shim rods* silnie wpływają na rozkłady temperatur w różnych obszarach rdzenia oraz mają wpływ na wydajność produkcji plutonu. Warto zauważyć, że doświadczenia te są cały czas aktualne, bo na przykład w przypadku reaktorów PWR operacje wykonywane za pomocą prętów sterujących mają na celu przede wszystkim regulację temperatury.

2.4. Reaktor BGRR

Brookhaven Graphite Research Reactor był pierwszym na świecie reaktorem przeznaczonym do badań nad pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej. Jego budowę rozpoczęto w Brookhaven National Laboratory 1 lutego 1947 roku, a stan krytyczny osiągnął 1 sierpnia 1950 roku. Był to reaktor z moderatorem i reflektorem grafitowym, chłodzony powietrzem, zaprojektowany do pracy mocą 32 MW_{th}. W praktyce moc ta była niższa, bo przy pracy na paliwie wykonanym z uranu naturalnego limitem było 28 MW_{th}, a normalnie reaktor pracował na uranie wzbogaconym z mocą 20 MW_{th}. Maksymalny strumień neutronów osiągał $5 \cdot 10^{12}$ n/cm²s, a przeciętny $1.3 \cdot 10^{12}$ n/cm²s [18].

Rdzeń reaktora miał postać grafitowego sześciangu o boku 25 stóp (7.62 m) i wadze około 700 ton. Składał się on z dwóch części, rozdzielonych 7 centymetrową pionową przerwą powietrzną. Obie części zbudowane były w sumie z około 60000 prostopadłościennych bloków grafitowych o wymiarach 4x4 cale (10.16 x 10.16 cm) i o różnych długościach, do 45 cali (114.3 cm). Przez rdzeń przechodziło 1368 poziomych kanałów paliwowych, rozłożonych w układzie północ-południe, w regularnej siatce 37 x 37 i jedynie centralny kanał wypełniony był grafitem. W kierunku wschód-zachód poprowadzonych było 30 poziomych kwadratowych kanałów eksperymentalnych, rozłożonych w siatce 5 x 6, a każdy z nich miał wymiar 4 x 4 cale (10.16 x 10.16 cm).

Stosowanym początkowo paliwem był uran naturalny, umieszczony w aluminiowych koszulkach paliwowych. Zestawy paliwowe miały długość 11 stóp (ok. 335 cm) i składały się z 33 elementów paliwowych. Zestawy te ładowane były osobno do każdej z obu części reaktora, z tym, że operacje te odbywały się od południowej strony rdzenia.



Rys. 9 Rdzeń reaktora BGRR [19]

Aluminiowe koszulki zestawów paliwowych miały zewnętrzne żebrowania, pozwalające na swobodny przepływ powietrza w kanałach. W roku 1958 wprowadzono paliwo z uranu wzbogaconego do 93%. Nowe elementy paliwowe wykonane były ze stopu uranu i aluminium, a każdy z nich zawierał 15 gramów uranu.

Do pracy reaktora nie było potrzeby załadowania wszystkich kanałów paliwowych, bowiem krytyczność była już osiągana przy około 870 załadowanych kanałach. Większa ilość kanałów wykorzystywana była podczas eksperymentów, w których używane były materiały o wysokich przekrojach czynnych absorpcji i konieczne było posiadanie odpowiednio dużego nadmiaru reaktywności. Całkowita masa załadowanego uranu wynosiła 116 ton, ale zwykle reaktor pracował z mniejszą masą, między 75 a 90 ton.

Do sterowania reaktora służyło 16 prętów sterujących podzielonych na dwa banki, przechodzące przez rdzeń poziomo w dwóch kierunkach równoległych do obu przekątnych podstawy reaktora. Pręty wykonane były ze stali nierdzewnej, zawierającej 1.75% boru. Awaryjne wyłączenie realizowane było przez zrzut śrutu borowego do pionowych kanałów przechodzących przez rdzeń.

Reaktor otoczony był osłoną radiacyjną o wymiarach 16.8 x 11.4 x 10.2 m. Składała się ona z wewnętrznej warstwy 15.2 cm stali, warstwy 129.5 cm betonu o wysokiej gęstości oraz zewnętrznej warstwy stalowej o grubości 7.6 cm.

Powietrze chłodzące reaktor zasysane było do znajdującej się na środku przerwy między połówkami rdzenia, przechodziło przez nie w przeciwnych kierunkach do północnej i południowej krawędzi reaktora, a następnie przez wymuszające przepływ wentylatory

kierowane było do mierzącego 98 metrów komina. Taki sposób prowadzenia powietrza był znaczącym usprawnieniem w stosunku do reaktora X-10, bowiem dzięki niemu można było znacząco obniżyć moc wentylatorów, która tu wynosiła 5 MW. Powietrze opuszczające reaktor miało temperaturę ok. 220°C i dla poprawienia skuteczności pompowania przed wentylatorami przechodziło ono przez chłodnicę, na której było schładzane o ok. 100°C, co jednocześnie zwiększało jego gęstość.

Reaktor BGRR został wyłączony w roku 1968. W ciągu 18 lat eksploatacji wykorzystywany był w wielu różnorodnych badaniach, obejmujących między innymi:

- pomiary rozpraszania neutronów
- pomiary przekrojów czynnych reakcji
- neutronową analizę aktywacyjną
- uszkodzenia radiacyjne materiałów
- zachowanie napromienianych materiałów w wysokich temperaturach
- biologiczne skutki promieniowania
- rozwój technik radioterapii
- testowanie paliwa jądrowego

Pomimo że reaktor BGRR nie był wykorzystywany w celach militarnych, to w różnych analizach związanych z dostępnością materiałów jądrowych był wykorzystywany jako wzorcowy reaktor umożliwiający produkcję plutonu.

Czasowe wyłączenie reaktora (standby) nastąpiło w roku 1968 po uruchomieniu nowego reaktora wysokostrumieniowego (High Flux Beam Reactor), umożliwiającego wykorzystywanie znacznie wyższego strumienia neutronów. W roku 1969 zapadła decyzja o trwałym wyłączeniu reaktora, a w roku 1972 usunięto z niego paliwo. W następstwie wieloletniej eksploatacji elementy reaktora uległy skażeniu, przy czym największe związane były z grafitowym rdzeniem i osłoną biologiczną. Przeprowadzone badania wykazały następujące skażenia grafitu: 21 TBq ^{14}C , 3.6 TBq ^{63}Ni , 2.9 TBq ^3H , 0.8 TBq ^{152}Eu i mniejsze aktywności innych izotopów. Obawy związane z możliwością przeniknięcia skażeń do środowiska, a w szczególności do wód gruntowych, spowodowały podjęcie decyzji o całkowitej likwidacji reaktora. Proces ten rozpoczął się w roku 2001, w roku 2010 usunięto grafitowy rdzeń reaktora, a w roku 2012 osłonę biologiczną. Proces likwidacji zakończył się w 2014 roku.

3. Pierwsze grafitowe reaktory jądrowe w Europie

Rozwój technologii reaktorów grafitowych związany był z amerykańskim Projektem Manhattan, w ramach którego prowadzona była ścisła współpraca z naukowcami z Wielkiej Brytanii. Jej początki sięgają raportu opublikowanego w roku 1941 przez Brytyjski Komitet MAUD (Military Application of Uranium Detonation), wykazującego, że budowa bomby atomowej jest możliwa i uzasadniona. Raport ten przekonał Stany Zjednoczone do poważnego zaangażowania się w badania nad bronią jądrową. W sierpniu 1943 roku prezydent USA Franklin D. Roosevelt i premier Wielkiej Brytanii Winston Churchill podpisali tzw. Umowę Quebec (Quebec Agreement), która formalizowała współpracę obu krajów w ramach projektu Manhattan. Umowa ta obejmowała wspólne badania, rozwój technologii jądrowej i produkcję broni atomowej. W skład brytyjskiego zespołu pracującego w Projekcie Manhattan wchodziło wielu znanych fizyków, m. in. James Chadwick (odkrywca neutronu), Rudolf Peierls i Otto Frish, którzy zaproponowali implozyjną konstrukcję bomby plutonowej, a także John D. Cockcroft, który w roku 1946 stworzył brytyjski ośrodek badań jądrowych AERE (Atomic Energy Research Establishment). Brytyjscy naukowcy brali udział między innymi w testach bomb atomowych, w tym w pierwszym teście nuklearnym Trinity, który odbył się 16 lipca 1945 roku w Nowym Meksyku. Kolejna umowa, podpisana w 1944 roku w Waszyngtonie, rozszerzała współpracę obu państw na okres powojenny. W tej sytuacji można było oczekiwać, że pierwszy europejski reaktor, wykorzystujący doświadczenia Projektu Manhattan, uruchomiony zostanie w Wielkiej Brytanii. Tak się jednak nie stało, a pierwszy reaktor, ewidentnie oparty na rozwiązaniach wykorzystanych w reaktorze CP-1 i X-10, uruchomiony został w grudniu 1946 roku w Instytucie Kurczatowa w Moskwie. Okazało się bowiem, że Klaus Fuchs, jeden z członków brytyjskiego zespołu naukowego pracującego w Projekcie Manhattan, był sowieckim szpiegiem.

3.1 Reaktor F-1

Pierwszy reaktor jądrowy w Europie, **F-1**, uruchomiony został 25 grudnia 1946 roku w Moskwie, w założonym w roku 1943 i kierowanym przez Igora Kurczatowa Laboratorium nr 2 Leningradzkiego Instytutu Fizyko-Technicznego Rosyjskiej Akademii Nauk, które w roku 1956 zostało przemianowane na Instytut Energii Atomowej, a po śmierci Kurczatowa w 1960 r. zmieniło nazwę na Instytut Kurczatowa. F-1 był pierwszym na świecie reaktorem jądrowym, zbudowanym i uruchomionym poza USA. Był to reaktor z moderatorem grafitowym, chłodzony powietrzem i pracujący na uranie naturalnym. Jego budowa najwyraźniej oparta była na konstrukcji reaktora 305 Test Pile – pierwszego testowego reaktora uruchomionego w Hanford Site, używanego do testowania materiałów. Reaktor 305 był z resztą wzorowany na reaktorze CP-2, czyli kolejnej wersji pierwszego reaktora Enrico Fermiego. Nie ulega wątpliwości, że materiały związane z reaktorami, na których wzorowana była budowa radzieckiego reaktora F-1, trafiły do Związku Radzieckiego w czasie wojny dzięki działalności szpiegowskiej.

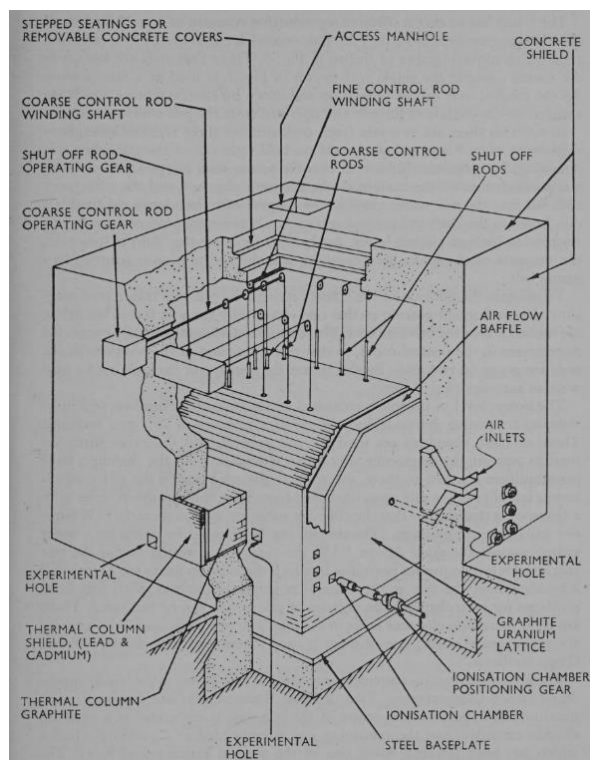


Rys. 9 Rdzeń reaktora F-1 [20]

Rdzeń reaktora, zbudowany z bloków grafitowych o wymiarach 10 x 10 x 60 cm, miał kształt kuli o promieniu 5.8 m. Jego wysokość odpowiadała wysokości rdzenia reaktora CP-1, jednak ten ostatni był bardziej elipsoidalny, bo jego szerokość wynosiła 7.4 m [21]. Rdzeń otoczony był reflektorem grafitowym. Masa grafitu wynosiła ok. 400 ton, natomiast masa uranu ok. 50 ton. Paliwem był metaliczny uran naturalny w postaci cylindrów o średnicy 32 mm i długości 100 mm. Sterowanie zapewniały cztery kadmowe pręty sterujące, a chłodzenie powietrzne oparte było na konwekcji naturalnej. W przypadku pracy z mocą większą od nominalnej, dodatkowe chłodzenie zapewniały wentylatory tłoczące powietrze. Początkowo reaktor pracował z mocą 10 W_{th}, później jego moc nominalna ustalona została na 24 kW_{th}. Ze względu na dużą pojemność cieplną oraz dodatkowe chłodzenie możliwa była jednak krótkotrwała praca na wyższych poziomach mocy, co bywało wykorzystywane w różnych eksperymentach. Podczas pracy z mocą nominalną strumień neutronów termicznych wynosił $6.13 \cdot 10^9$ n/cm²s. [22]. Reaktor F-1 wyłączony został w roku 2016, po 70 latach eksploatacji i był najdłużej działającym reaktorem jądrowym. Wykorzystywany był w celach badawczych, edukacyjnych, a także jako platforma testowa dla rozwoju nowych technologii jądrowych i projektowania przyszłych reaktorów. Pomimo 70 lat eksploatacji, reaktor F-1 pracował do samego końca na pierwotnie załadowanym paliwie.

3.2 Reaktor GLEEP

Drugim uruchomionym w Europie reaktorem jądrowym był GLEEP (Graphite Low Energy Experimental Pile), wybudowany w Atomic Energy Research Establishment koło Harwell, Oxfordshire w Wielkiej Brytanii, na terenie byłej bazy lotniczej.



Rys. 10 Reaktor GLEEP [23]

Osiągnął on stan krytyczny 15 sierpnia 1947 roku. Był to reaktor z moderatorem grafitowym, chłodzony powietrzem, oparty na konstrukcji reaktora X-10. W trakcie jego budowy wykorzystane zostały doświadczenia zdobyte przez brytyjskich naukowców podczas prac prowadzonych w ramach Projektu Manhattan. Rdzeń reaktora miał postać poziomego walca o długości 5.24 m i średnicy 5.72 m. Zbudowany był z bloków grafitowych o wymiarach 18.4 x 18.4 x 73.6 cm ułożonych w 40 warstwach i otoczonych grafitowym reflektorem. Nie wszystkie bloki były dokładnie takie same, bo część z nich miała fazowane krawędzie. Całkowita masa grafitu wynosiła 505 ton [23].

Paliwem, umieszczonym w 656 poziomych kanałach paliwowych, był uran metaliczny oraz UO_2 . Kanały rozmieszczone były w układzie kwadratowej siatki o boku 18.4 cm. Centralna część kanałów, tworząca walec o średnicy 3.5 metra, zawierała elementy paliwowe z uranem metalicznym, natomiast w części zewnętrznej znajdowały się elementy z UO_2 . Wszystkie elementy paliwowe miały postać prętów o długości 12 cali (30.48 cm) i średnicy 0.9 cala (2.29 cm), otoczonych cienką koszulką wykonaną z aluminium. Jej podstawowym zadaniem było zatrzymanie wybijanych z paliwa produktów rozszczepienia. Całkowita masa metalicznego uranu w rdzeniu reaktora wynosiła 12 ton, a UO_2 21 ton [23].

Standardowy cykl operacyjny reaktora wynosił 12 dni pracy i dwa dni wyłączenia. Pracował przy średniej temperaturze 18°C , a chłodzenie zapewniał system przetłaczający przez kanały paliwowe 141 m^3 powietrza na minutę. Powietrze, po przejściu przez blok reaktora kierowane było do komina znajdującego się na dachu. Wentylacja reaktora miała na celu nie tylko odprowadzenie ciepła, ale również usunięcie izotopu ^{41}Ar , powstającego na skutek aktywacji znajdującego się w powietrzu argonu. Ze względu na krótki czas połowicznego rozpadu,

wynoszący 1.83 godziny, nie był on postrzegany jako zagrożenie radiologiczne dla otoczenia ośrodka.

Sterowanie reaktora zapewniały 4 kadmowe pręty sterujące, a do precyzyjnych regulacji stosowany był specjalny piąty pręt, wyposażony w precyzyjny mechanizm napędowy. Mechanizmem wyłączeniowym były dwa zestawy prętów wyłączeniowych, każdy po 3 pręty. Pręty wyłączeniowe utrzymywane były w pozycji roboczej przez elementy magnetyczne, a w sytuacji awaryjnej były zrzucane do rdzenia. Wszystkie pręty, zarówno sterujące jak i wyłączeniowe, przechodziły przez rdzeń pionowo. Rdzeń otoczony był osłonami radiologicznymi z betonu barytowego, których grubość po bokach wynosiła 152 cm, a na górze 121 cm. Pomędzy osłonami a blokiem reaktora była wolna przestrzeń powietrzna o grubości 91 cm.

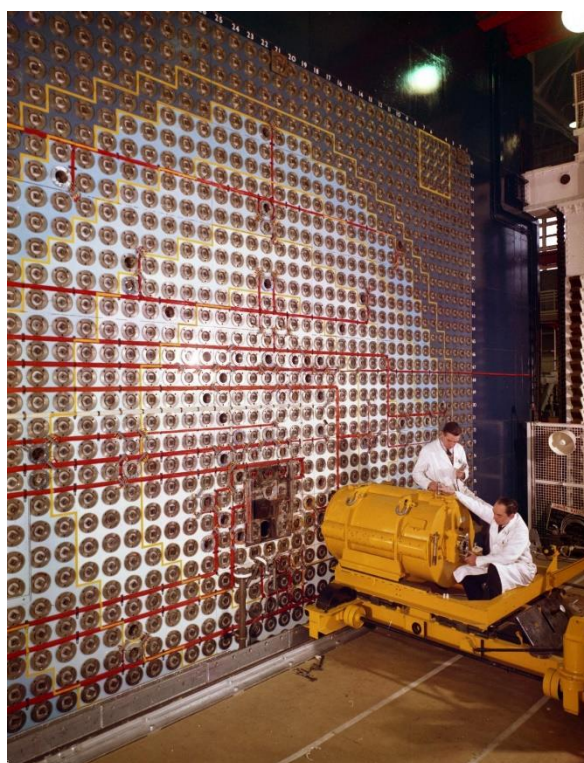
Reaktor projektowany był do pracy z mocą nominalną $100 \text{ kW}_{\text{th}}$, lecz tylko przez pierwsze 18 miesięcy pracował z mocą $80 \text{ kW}_{\text{th}}$ produkując radioizotopy. Ze względu na stosunkowo niski strumień neutronów termicznych, wynoszący $1.6 \cdot 10^{10} \text{ n/cm}^2\text{s}$ produkcja ta nie była wystarczająco efektywna i zadanie to przejęte zostało przez reaktor BEPO. Po zakończeniu produkcji radioizotopów reaktor przez resztę swojego życia pracował z mocą 3 kW_{th} i był wykorzystywany w pracach badawczych, głównie w pomiarach przekrojów czynnych wychwytu neutronów termicznych w różnych materiałach. Badania te pozwoliły między innymi ustalić przydatność magnezu jako materiału konstrukcyjnego koszulek paliwowych, co wykorzystano później w reaktorach MAGNOX. Reaktor GLEEP pracował 43 lata i został wyłączony w roku 1990. Ze względu na niską moc i wynikające z tego niskie wypalenie paliwa, reaktor w ciągu tych 43 lat przeładowany został tylko raz w 1960 roku [23]. Szacunkowa zawartość radionuklidów w graficie reaktora podawana w roku 2000 wynosiła: $95.1 \text{ GBq } ^3\text{H}$, $7.87 \text{ GBq } ^{14}\text{C}$ i $5.95 \text{ GBq } ^{152}\text{Eu}$.

3.3 Reaktor BEPO

Rok po reaktorze GLEEP, w lipcu 1948 roku w Harwell uruchomiony został reaktor BEPO, (British Experimental Pile Zero). Jego budowa rozpoczęła się w czerwcu 1946 roku w byłym hangarze RAF i podobnie jak GLEEP był on generalnie wzorowany na amerykańskim reaktorze X-10. W przypadku obu brytyjskich reaktorów problem polegał na tym, że Wielka Brytania nie miała bezpośredniego wglądu w projekt X-10, a po wprowadzeniu w 1946 roku aktu McMahon, została wykluczona ze współpracy z USA związanej z produkcją broni jądrowej. W tej sytuacji wykorzystano wyniki prac prowadzonych już w czasie wojny w ramach współpracy brytyjsko-kanadyjsko-amerykańskiej prowadzonej w Chalk River. W 1946 roku, po powrocie Johna Cockrofta z Chalk River i założeniu przez niego ośrodka Atomic Energy Research Establishment w Harwell, prace związane z budową reaktora zostały przeniesione do Wielkiej Brytanii. Projekt reaktora opracowany został wiosną 1946 roku przez Industrial Group w byłej królewskiej fabryce uzbrojenia w Risley przez zespół pod kierownictwem Christophera Hintona.

Rdzeń reaktora, składających się z ok. 25000 bloków grafitowych, miał postać sześciangu o boku 26 stóp (792.5 cm) otoczonego osłoną z betonu barytowego o grubości 6 stóp (183 cm). Masa grafitu w rdzeniu wynosiła 766 ton. Paliwo rozmieszczone było w 888 poziomych kanałach

paliwowych rozstawionych w kwadratowej siatce o odstępnie 18.4 cm. Paliwem było 40 ton metalicznego uranu naturalnego lub lekko wzbogaconego. Elementy paliwowe o długości 1 stopy (30.48 cm) i średnicy 0.9 cala (2.29 cm) były otoczone aluminiowymi koszulkami, zabezpieczającymi uran przed kontaktem z powietrzem i zatrzymującymi uwalniane produkty rozszczepienia. Były one wyposażone w zewnętrzne żebrowanie, umożliwiające przepływ powietrza w kanałach paliwowych. Załadunek i rozładunek paliwa odbywał się na przeciwnych ścianach reaktora.



Rys. 11 Ściana rozładunkowa reaktora BEPO [24]

Przez pozostałe trzy ściany (tj. dwie boczne i górną) poprowadzonych było 60 kanałów eksperymentalnych, przeznaczonych do wprowadzania próbek lub wyprowadzenia wiązki neutronów. Na jednej ze ścian bocznych zamiast osłony znajdowała się grafitowa „kolumna termiczna” o wymiarach 10 x 10 stóp (3.05 x 3.05 m), osłonięta 1-stopowymi drzwiami z ołowiu pokrytego kadmem. Podobna kolumna, ale o wymiarach 6 x 6 stóp (1.83 x 1.83 m) przechodziła przez ścianę górną [25].

Sterowanie reaktorem odbywało się za pomocą czterech poziomych prętów sterujących, mających postać rur stalowych wypełnionych węglikiem boru. Do awaryjnego wyłączenia reaktora służyło 10 pionowych prętów wyłączeniowych o podobnej budowie, które mogły zostać zrzucone do rdzenia w czasie krótszym niż jedna sekunda.

Reaktor był chłodzony powietrzem, doprowadzanym podziemnymi kanałami i przepływającym przez reaktor z dołu do góry. Wentylatory wyciągowe wyrzucały 5 ton gorącego powietrza na minutę przez komin o wysokości 250 stóp (76 m). System chłodzenia pozwalał na pracę reaktora z mocą 6 MW_{th} , przy której strumień neutronów termicznych osiągał $1.5 \cdot 10^{12} \text{ n/cm}^2\text{s}$.

Reaktor BEPO był wykorzystywany w różnych badaniach z zakresu fizyki reaktorowej, obejmujących między innymi wpływ temperatury na reaktywność, proces zatrucia ksenonowego, analizę rozkładów strumieni promieni γ i neutronów, badania spowalniania neutronów czy badania ekranowania i skuteczności osłon. Był też używany jako źródło wiązek neutronów w licznych eksperymentach związanych z pomiarami przekrojów czynnych, czy z napromienianiem próbek. Na reaktorze prowadzono badania zachowania napromienianego paliwa jądrowego i grafitu, a także badano reakcję zachodzącą między grafitem a CO_2 . Kolejnym obszarem zastosowań była produkcja izotopów promieniotwórczych, która została przeniesiona z reaktora GLEEP dysponującego znacznie niższym strumieniem neutronów.

Jednym z pionierskich rozwiązań zastosowanych w reaktorze BEPO była instalacja wymiennika ciepła, pozwalająca na ogrzewanie pobliskich budynków. Zastosowano też specjalne filtry w kanale wylotowym powietrza, wykorzystujące dla poprawy filtrowania natryski oleju. Rozwiązanie to zostało później wykorzystane w kominach reaktorów Windscale 1 i 2.

Reaktor BEPO został wyłączony w roku 1968. Podczas prac związanych z przygotowaniem procesu jego likwidacji okazało się, że brakuje wielu dokumentów związanych ze szczegółami jego budowy, jak również z jego eksploatacją. Stąd też dane dostępne w literaturze w wielu przypadkach są niespójne bądź niekompletne.

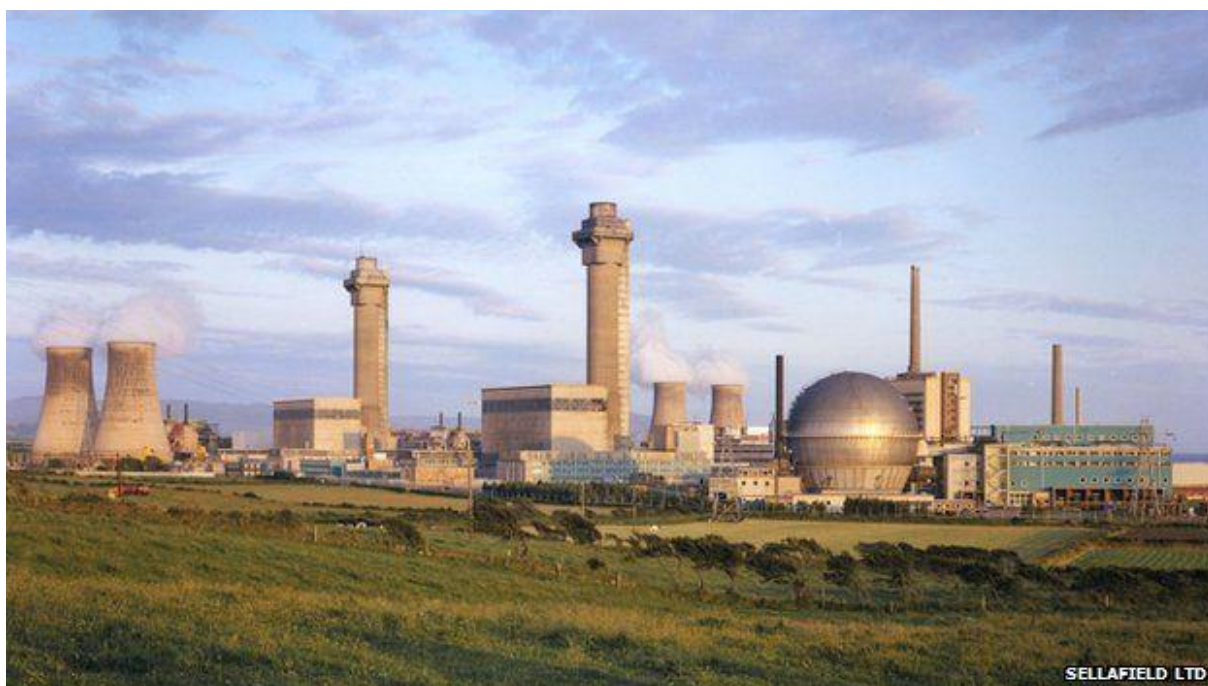
3.4 Reaktory Windscale 1 i 2

Brytyjski program jądrowy rozpoczął się wkrótce po odkryciu zjawiska rozszczepienia przez Otto Hahna i Fritza Strassmanna w 1938 roku, które następnie zostało prawidłowo zinterpretowane przez Lisę Meitner i Otto Frischa. W roku 1940, pracujący na Uniwersytecie Birmingham Otto Frisch i Rudolf Peierls, przedstawili koncepcję bomby uranowej i obliczyli, że masa krytyczna uranu wynosi między 1 a 10 kg, a energia wybuchu takiej bomby odpowiada wybuchowi tysięcy ton dynamitu. W następstwie tego rząd brytyjski uruchomił program budowy bomby atomowej, nadając mu nazwę kodową *Tube Alloys*. W sierpniu 1943 roku na mocy porozumienia z Quebec, program Tube Alloys został połączony z Projektem Manhattan, a szefem zespołu brytyjskiego został James Chadwick.

Przyjęty w USA w roku 1946 Atomic Energy Act (McMahon Act) kończył współpracę USA – UK i powodował odcięcie Wielkiej Brytanii od amerykańskiej wiedzy odnoszącej się do produkcji broni jądrowej. Skutki tych decyzji zostały już częściowo przedstawione przy omówieniu prac nad reaktorami GLEEP i BEPO. W lipcu 1946 roku Komitet Szefów Sztabów zalecił Wielkiej Brytanii nabycie broni jądrowej, szacując, że do 1957 r. potrzebnych będzie 200 bomb. W tej sytuacji Wielka Brytania postanowiła pracować nad własną bronią jądrową. Dzięki doświadczeniom wyniesionym z Projektu Manhattan uczeni brytyjscy wiedzieli, że istnieją dwie możliwości budowy bomby: ze wzbogaconego uranu lub z plutonu. Pomimo posiadania pewnego doświadczenia ze wzbogacaniem izotopów metodą elektromagnetyczną, po przeprowadzonych analizach uznano, że znacznie tańszy będzie program plutonowy.

Początkowo zakładano, że reaktory produkujące pluton będą podobne do BEPO, ale ze względu na większą moc będą chłodzone wodą – podobnie jak reaktory w Hanford Site. Jednak chłodzenie wodne znacząco podnosiło koszty, a przede wszystkim stwarzało zagrożenie, że w

przypadku awarii związanej z odparowaniem wody z kanałów paliwowych reaktywność wzrośnie i może dojść do stopienia rdzenia połączonego z uwolnieniem radioaktywności. Zagrożenie to znali Amerykanie i w związku z tym, wybierając Hanford jako lokalizację reaktorów produkcyjnych, opierali się na surowych kryteriach, zakładających, że reaktory nie mogą być położone bliżej niż 50 mil od miasta powyżej 50 tys. mieszkańców, 25 mil od miasta powyżej 10 tys. mieszkańców i 5 mil od miasta powyżej 1 tys. mieszkańców. Jednocześnie odległość pomiędzy reaktorami nie mogła być mniejsza niż 5 mil, a dla każdego z reaktorów musiały być zapewnione dostawy odpowiednio czystej wody. Wielka Brytania takich lokalizacji nie posiadała i była to istotna przesłanka za budową reaktorów chłodzonych powietrzem, tak jak GLEEP i BEPO. Co prawda rozważano chłodzenie powietrzne pracujące pod zwiększonym ciśnieniem, ale ostatecznie ustalono, że jest to przyszłościowa alternatywa, która w przypadku pierwszych reaktorów nie będzie stosowana. Podjęte decyzje umożliwiły złagodzenie kryteriów lokalizacyjnych i ostatecznie zdecydowano o budowie dwóch reaktorów moderowanych grafitem i chłodzonych powietrzem na terenie starej królewskiej fabryki uzbrojenia w Sellafield. Jednocześnie, dla uniknięcia nieporozumień, zmieniono nazwę uruchamianego ośrodka na Windscale.



Rys. 12 Reaktory Windscale 1 i 2 [26]

Planując budowę reaktorów ustalono, że muszą być one zabezpieczone przed przemieszczeniami gruntu, a w związku z tym każdy reaktor miał być posadowiony na żelbetowej płycie o wymiarach 200 x 100 stóp (61 x 30.5 m) i grubości 10 stóp (3.05 m). Uczni brytyjscy byli świadomi wysokich wymagań odnośnie czystości grafitu stosowanego w reaktorach. Pomimo że McMahon Act wykluczył ich z prac nad grafitem, główny dostawca dla Projektu Manhattan, czyli Union Carbide, miał oddziały w Wielkiej Brytanii i Kanadzie, które okazały się skłonne do współpracy. Zamówienia na grafit dla reaktorów w Windscale złożono ostatecznie w Welland (Kanada) i w Acheson (UK).

Rdzeń każdego z reaktorów miał w przybliżeniu postać poziomego cylindra o średnicy 15.32 m i długości 7.43 m, ważącego około 1760 ton. Tworzące rdzeń bloki grafitowe były układane w poziomych warstwach, a jego złożona konstrukcja wynikała z faktu, że składały się na niego cztery różne rodzajów bloków i trzy różne gatunki grafitu. Był on zamknięty w betonowej osłonie biologicznej o grubości 2,1 m, wyłożonej płytami stalowymi stanowiącymi osłonę termiczną. Przez rdzeń przechodziły 3444 poziome kanały paliwowe o średnicy ok. 10 cm, ułożone w grupach po 4. W kanałach znajdowało się ponad 70 tys. elementów paliwowych z naturalnego uranu metalicznego, zamkniętego w aluminiowych koszulkach, zabezpieczających uran przed kontaktem z powietrzem i zatrzymujących powstałe produkty rozszczepienia. Koszulki posiadały zewnętrzne żebrówki – podobnie jak w reaktorze BEPO – poprawiające przepływ powietrza wokół elementów paliwowych. Elementy paliwowe miały długość 30.5 cm, a średnica rdzenia uranowego wynosiła 2.54 cm. Paliwo dla reaktorów było wytwarzane w Springfields Works w Lancashire, a w każdym rdzeniu znajdowało się ok. 180 ton uranu. Pierwszy reaktor w Windscale (Windscale Pile 1) osiągnął stan krytyczny w październiku 1950 roku, a drugi (Windscale Pile 2) w czerwcu 1951 roku. Były one zaprojektowane do wytwarzanie 90 kg plutonu rocznie.

Sterowanie reaktora zapewniały 24 poziome pręty sterujące wykonane ze stali borowej. Dwadzieścia prętów służyło do sterowania zgrubnego, a cztery do precyzyjnych regulacji. Przez rdzeń przechodziło też 16 pionowych otworów dla prętów wyłączeniowych, służących do awaryjnego wyłączenia reaktora. Pręty wyłączeniowe utrzymywane były poza rdzeniem za pomocą elektromagnesów i w przypadku awaryjnym mogły być szybko zrzucone. Rozwiązane takie stosowane było również w reaktorze BEPO.

Reaktory były chłodzone powietrzem, którego przepływ mógł wymuszać zespół dmuchaw. Nominalna moc projektowa każdego z reaktorów wynosiła 180 MW_{th}. Po przejściu przez kanały paliwowe reaktora powietrze było kierowane do kominu o wysokości 410 stóp (120 m). Komin był w stanie wytworzyć ciąg wystarczający do schłodzenia reaktora pracującego w normalnych warunkach eksploatacyjnych bez potrzeby używania dmuchaw. Na skutek nacisków Cockrofta spowodowanych obawami o bezpieczeństwo reaktorów, na szczytach kominów zamontowano systemy filtrów, których zadaniem było wyłapywanie radioaktywnych zanieczyszczeń. Ponieważ decyzja o zamontowaniu filtrów podjęta została już podczas budowy kominów, nie było już możliwe umieszczenie ich na dole. Filtry stanowiły dodatkowy opór dla przepływającego powietrza, co przekładało się na zwiększenie mocy pompowania i zwiększenie kosztów eksploatacji. Ostrożność Cockrofta była mocno krytykowana, a nawet wyśmiewana, aż do wypadku w reaktorze nr 1 (1957 rok), kiedy okazało się, że bez jego filtrów konsekwencje byłyby znacznie poważniejsze.

Załadunek paliwa, podobnie jak w reaktorze BEPO, następował na ścianie frontowej reaktora, a wypalone elementy paliwowe usuwane były przez ścianę tylną i podlegały chłodzeniu w basenie wodnym.. Ze względu na konieczność utrzymania niskiej zawartości izotopów ²⁴⁰Pu i ²⁴¹Pu, stosowany poziom wypalenia był niski. Poza kanałami paliwowymi i kanałami prętów sterujących przez rdzeń reaktora przechodziło też 977 kanałów izotopowych o średnicy 4.4 cm, wykorzystywanych do wytwarzania różnych izotopów, między innymi ²¹⁰Po używanego z ⁹Be jako źródło neutronów w bombie. Później w kanałach wytwarzano tryt. Ponieważ produkcja

izotopów powodowała obniżenie reaktywności, po uruchomieniu brytyjskich instalacji wzbogacania paliwa. w reaktorach stosowano uran lekko wzbogacony.

3.4.1 Wypadek Windscale Pile 1

Wypadek, który zdarzył się w październiku 1957 roku na reaktorze Windscale Pile 1 był pierwszym poważnym wypadkiem jądrowym, który przez wiele lat uważany był za największą katastrofę reaktora jądrowego. Okoliczności, które do niego doprowadziły, są bardzo charakterystyczne dla reaktorów grafitowych i w związku z tym wymagają omówienia.

Jeszcze przed uruchomieniem reaktorów w Windscale naukowcy znali zagrożenia związane z efektem Wignera, powodowanym wybijaniem atomów węgla z podstawowych pozycji w siatce krystalicznej grafitu i przenoszeniem ich do pozycji międzywęzłowych, co wiązało się ze stopniowym gromadzeniem energii, która mogła zostać gwałtownie uwolniona. W trakcie eksploatacji mniejszych reaktorów problemów z niekontrolowanym uwolnieniem energii Wignera nie obserwowano, ale w przypadku reaktorów o większej mocy uznano, że konieczne będzie okresowe wygrzewanie (wyżarzanie) grafitu w temperaturze przekraczającej 250°C, powodujące rekombinacje defektów i kontrolowane uwolnienie zgromadzonej energii. Pierwsza taka operacja przeprowadzona została na reaktorze nr 2 w styczniu 1953 roku. Polegała ona na wyłączeniu dmuchaw chłodzenia i podniesieniu mocy reaktora, co spowodowało podgrzanie grafitu. Zgodnie z oczekiwaniem, zaobserwowano nagły wzrost i późniejszy spadek temperatury, co uznano za skuteczne uwolnienie energii Wignera, a po przeprowadzonej operacji reaktor wyłączono. Od tego czasu okresowe wyżarzania przeprowadzano regularnie. Do lipca 1957 roku na reaktorze nr 1 przeprowadzono ich osiem, a na reaktorze nr 2 siedem. Dość szybko zaczęto je traktować jako operacje rutynowe, podczas których nie była konieczna obecność naukowców [27]. Zauważono jednak, że kolejne operacje nie przebiegały tak samo, a temperatury, do których trzeba było podgrzewać grafit, były coraz wyższe.

Dziewiątą operację wyżarzania reaktora nr 1 rozpoczęto 7 października 1957 roku. Była ona przeprowadzana w niekorzystnych warunkach, bo czas pracy reaktora od ostatniego wyżarzania był dłuższy niż zwykle, a jednocześnie podczas poprzedniej operacji nie wszystkie obszary reaktora zostały właściwie wyżarzone. Oznaczało to, że zgromadzonej energii może być więcej niż podczas wcześniejszych operacji. Operację poprzedziło wyłączenie reaktora i wymiana termopar, za pomocą których mierzono temperatury grafitu i elementów paliwowych w wybranych lokalizacjach. 8 października reaktor został ponownie uruchomiony i podgrzany do temperatury 250°C, przy której można było oczekiwać rozpoczęcia procesu, w związku z czym reaktor wyłączono. Jednak zaobserwowano spadek temperatur i w związku z tym reaktor ponownie włączono, podnosząc tym razem temperaturę do 350°C, ale okazało się, że w jednym z kanałów temperatura osiągnęła 405°C, a mimo tego proces się nie rozpoczął. W związku z tym kilkakrotnie uruchomiono dmuchawy chłodzenia, próbując obniżyć temperaturę. 10 października zauważono, że temperatura spadła wszędzie poza podejrzanym kanałem, a dodatkowo wykryto skażenia promieniotwórcze w powietrzu odprowadzanym do komina. Inspekcja wizualna wykazała żarzenie się elementów paliwowych w sąsiednich kanałach, a jednocześnie zauważono najpierw żółte, a potem niebieskie płomienie z tyłu reaktora, wskazujące na palenie się grafitu. Ustalono, że obszar zagrożenia obejmuje 120 kanałów i

podjęto próbę mechanicznego usunięcia paliwa z kanałów objętych pożarem. Okazało się jednak, że ze względu na powstałe uszkodzenia niektóre kanały zostały zablokowane. Podjęto więc próbę gaszenia za pomocą CO₂, ale efektów nie zaobserwowano. W związku z tym 11 października zdecydowano o rozpoczęciu gaszenia wodą, doprowadzając ją do kanałów powyżej obszaru pożaru, pomimo że w tej sytuacji istniało poważne zagrożenie wybuchem wodoru. Przez kilka godzin efektów nie było, pomimo kilkukrotnego zwiększania przepływu wody, ale rano 12 października pożar zaczął wreszcie ustępować i został ostatecznie ugaszony o godzinie 15.

Analizy przeprowadzone po wypadku ustaliły, że podstawową przyczyną wypadku było drugie wyżarzenie, przeprowadzone 8 października. Było ono rozpoczęte zbyt szybko (po 2 godzinach od pierwszego wyłączenia) i w zbyt szybkim tempie (10°C na minutę). Za najbardziej prawdopodobny uznano scenariusz, w którym szybkie zmiany temperatury doprowadziły do uszkodzenia aluminiowych koszulek jednego lub kilku elementów paliwowych, w wyniku czego doszło do odsłonięcia i zapłonu uranu. Spowodowany tym wzrost temperatury mógł spowodować lokalne uwolnienie energii Wignera i dalsze podniesienie temperatury, skutkujące pożarem (utlenianiem) grafitu, wynikającym z utrzymywanego przepływu powietrza. Za drugą możliwość uznano rozpoczęcie pożaru nie w kanale paliwowym tylko izotopowym, gdzie nastąpił zapłon kasety litowo-magnezowej. W obu scenariuszach pojawiała się możliwość uwolnienia energii Wignera, ale to nie ona była głównym powodem pożaru.

Wypadek doprowadził do nieodwracalnego zniszczenia reaktora nr 1. Stopieniu uległo 17 ton paliwa, a 5 ton uległo spaleniu. Spowodowane wypadkiem uwolnienia radioaktywności z uszkodzonego rdzenia oszacowano jako mieszczące się w poniższych przedziałach:

Izotop	Aktywność [TBq]	T _{1/2}
¹³¹ I	900 – 3700	8.04 dni
¹³⁷ Cs	90 – 350	30.2 lat
¹³² Te	280 – 6300	3.2 dnia
³ H	500 – 6000	12.33 lat
¹³³ Xe	8000 – 80000	5.24 dnia
²¹⁰ Po	14 – 110	138.38 dnia

Tabela 2. Najważniejsze uwolnienia z Windscale Pile 1

Największe obawy związane z uwolnieniami z wypadku Windscale Pile 1 dotyczyły izotopów lotnych, a w szczególności jodu. Dzięki filtrom, których zainstalowania domagał się Cockroft, większość izotopów o małej lotności, obejmujących uran, pluton, izotopy z uszkodzonych kaset izotopowych oraz większość produktów rozszczepienia, została zatrzymana.

Wypadek w Windscale, oceniony na 5 stopień w skali INES, jest cały czas najpoważniejszym wypadkiem w brytyjskiej energetyce jądrowej. Mimo że nie spowodował bezpośrednich ofiar śmiertelnych, ocenia się, że mógł odpowiadać za dodatkowe 240 przypadków nowotworów – głównie tarczycy, z czego ok. 100 mogło być śmiertelne. Jednak ze względu na słabą statystykę badań epidemiologicznych, hipoteza ta jest trudna do potwierdzenia.

Wydarzenia z Windscale miały za to decydujący wpływ na rozwój energetyki jądrowej. Reaktory grafitowe chłodzone powietrzem zostały uznane za technologię potencjalnie niebezpieczną, a plany budowy kolejnych zostały definitywnie porzucone. Mimo że reaktor Windscale Pile 2 nie ucierpiał bezpośrednio na skutek wypadku, uznany został za niebezpieczny i został wyłączony w listopadzie 1957 roku.

3.5 Reaktory produkujące pluton w Związku Radzieckim

Związek Radziecki zainteresował się możliwością zbudowania bomby jądrowej już w roku 1940, jednak początkowo rozważane były wyłącznie koncepcje użycia ^{235}U lub ^{231}Pa . Jednak co do możliwości ich realizacji było wiele wątpliwości, a podstawowym problemem był brak koniecznych instalacji wzbogacania izotopowego. Zainteresowanie plutonem pojawiło się wiosną 1943 roku, po opublikowaniu przez Amerykanów na łamach *Physical Review* artykułu o możliwości budowy bomby z materiałów pochodzących z wypalonego paliwa jądrowego. Analizy przeprowadzone przez Igora Kurczatowa wskazywały, że chodzi o „eka-osmium-239” tj. ^{239}Pu . Jednocześnie, napływające informacje o uruchomieniu przez Enrico Fermiego pierwszego reaktora, wskazywały, że wkrótce Stany Zjednoczone będą w stanie zbudować taką bombę. Okoliczności te spowodowały przystąpienie do intensywnych prac nad produkcją plutonu i konstrukcją własnej bomby.

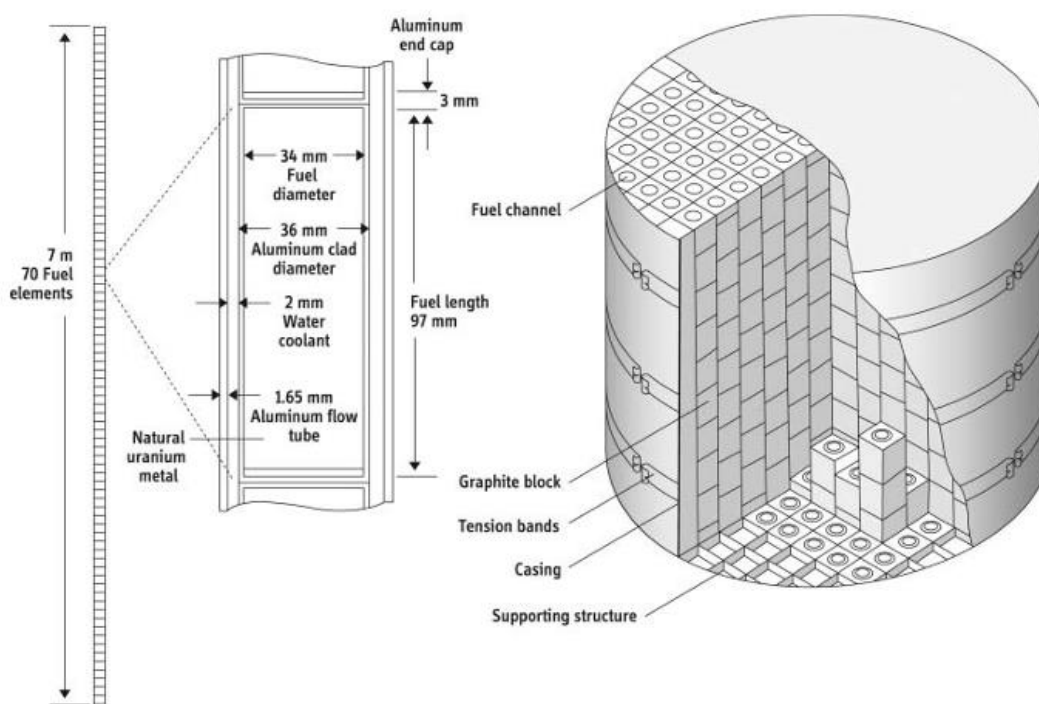
Większość plutonu produkowanego w Związku Radzieckim pochodziła z reaktorów moderowanych grafitem i chłodzonych wodą. Trzydzieści takich reaktorów pracowało od 1948 roku do 1990 roku w trzech ośrodkach: Oziorsk (Majak, Czelabińsk-65), Siewiersk (Tomsz-7) i Żeleznogorsk (Krasnojarsk-26). Poza nimi działały też reaktory produkcyjne moderowane ciężką wodą, które tutaj jednak omawiane nie będą. Pluton mógł być też produkowany w reaktorach RBMK, ale te traktowane były jako energetyczne i – przynajmniej teoretycznie – plutonu nie wytwarzały. Mimo, że nie były one chłodzone gazem, stanowią na tyle istotny rozdział technologii reaktorów grafitowych, że zostaną później omówione.

3.5.1 Oziorsk

Pierwszy radziecki ośrodek przeznaczony do produkcji plutonu na potrzeby broni jądrowej powstał koło Oziorska w obwodzie Czelabińskim, gdzie jeszcze w roku 1940 wybudowano fabrykę pocisków. Decyzją Berii, w latach 1945-48 ponad 40 tys. więźniów gułagu budowało tam obiekty Stowarzyszenia Produkcyjnego Majak, których zadaniem było dostarczenie plutonu do pierwszych testowych ładunków jądrowych, a później produkcja plutonu i trytu do bomb jądrowych i termojądrowych. Naukowcy i pracownicy mieszkali i pracowali w zamkniętym i nieistniejącym na mapach mieście, nazywanym początkowo od kodów pocztowych Baza-10, później Czelabińsk-40 i Czelabińsk-65, a które w roku 1994 zostało nazwane Oziorsk.

W ośrodku Majak wybudowano w sumie 10 reaktorów jądrowych, przeznaczonych głównie do produkcji plutonu: pięć reaktorów grafitowych chłodzonych wodą, cztery reaktory ciężkowodne i jeden reaktor lekkowodny z reflektorem grafitowym, w którym produkowano tryt. Poza reaktorami znajdowały się tam zakłady odzyskujące z wypalonego paliwa pluton i

przetwarzające go do postaci metalicznej, stosowanej w bombach. Poza nimi były też zakłady produkujące izotopy. Ocenia się, że w ośrodku Majak wytworzono ok. 30 ton plutonu.



Rys. 13 Budowa radzieckich reaktorów grafitowych [28]

Budowa wszystkich pięciu reaktorów grafitowych była podobna: grafitowy rdzeń miał postać pionowego walca o wysokości ok. 7 metrów, przez który przechodziły pionowe kanały. Większość z nich stanowiły kanały paliwowe, ale część przeznaczona była na pręty sterujące. Ścianami kanałów paliwowych były cienkościenne rury, wykonane ze stopu aluminium. Wewnątrz kanałów znajdowały się elementy paliwowe – w większości kanałów było ich po 70. Między ścianami kanałów a elementami paliwowymi przepływała woda chłodząca. Świeże paliwo ładowane było do reaktora od góry, a paliwo wypalone usuwane było dołem, przez otwory w konstrukcji wspierającej, na której spoczywał rdzeń.

Reaktory grafitowe pracujące w ośrodku Majak dzielone są generalnie a 3 grupy, różniące się szczegółami konstrukcyjnymi, mocą oraz wydajnością produkcji plutonu: Reaktor A, Reaktory AV i reaktor AI-IR. Niektóre z reaktorów wykorzystywano również do produkcji trytu oraz izotopów promieniotwórczych. Ich podstawowe dane przedstawiono w tabeli nr 3.

Reaktor	Moc MW _{th} pocz./końc.	Uruchomienie	Wyłączenie	Produkcja Pu [t]
A	100/900	VI 1948	VI 1987	6.1
AV-1	300/1200	IV 1950	VIII 1989	8.5
AV-2	300/1200	IV 1951	VII 1990	8.4
AV-3	300/1200	IX 1952	XI 1990	7.8
AI-IR	40/100	XII 1952	V 1987	-

Tabela 3. Reaktory grafitowe w ośrodku Majak w Oziorsku [28]

3.5.1.1 Reaktor A

Pierwszy radziecki reaktor przeznaczony do produkcji plutonu został zaprojektowany do pracy z mocą 100 MW_{th}. Masa grafitowego rdzenia wynosiła 1050 ton, a paliwa 130 ton. Używanym paliwem był metaliczny uran naturalny, umieszczony w koszulkach aluminiowych, zabezpieczających metal przed kontaktem z wodą. Przez rdzeń przechodziło łącznie 1149 pionowych kanałów, z których 1024 było kanałami paliwowymi, 17 kanałami prętów sterujących, a 8 kanałami eksperymentalnymi. Podczas pracy z mocą projektową maksymalna temperatura grafitu wynosiła 220°C.

Eksploracja reaktora A wiązała się z częstymi awariami, których skutki zwykle były lekceważone, bowiem jedyny priorytet stanowiła terminowa produkcja plutonu. Reaktor po raz pierwszy osiągnął stan krytyczny 8 czerwca 1948 roku jeszcze z suchymi kanałami chłodzenia, a 10 czerwca nastąpiło oficjalne uruchomienie przez Igora Kurczatowa, szefa radzieckiego programu jądrowego, tym razem już z kanałami wypełnionymi wodą. Kolejne uruchomienie, tym razem mające doprowadzić do wytworzenia pierwszej partii plutonu, nastąpiło 19 czerwca. Ze względu na naciski polityczne nie przeprowadzono przed nim koniecznych testów i po 24 godzinach od uruchomienia zaobserwowano silny wzrost radioaktywności wody chłodzącej, świadczący o uszkodzeniach elementów paliwowych. Reaktor został wyłączony, a naprawa polegała na ręcznym usuwaniu uszkodzonych elementów paliwowych i ręcznym usuwaniu powstałych skażeń radioaktywnych. Pomimo przeprowadzonych prac nie wszystkie uszkodzone elementy paliwowe udało się usunąć, ale mimo tego podjęta została decyzja o ponownym uruchomieniu reaktora, które nastąpiło w połowie lipca. Pomimo kolejnych uszkodzeń elementów paliwowych i zablokowaniu kolejnych kanałów, reaktor pracował z pełną mocą do stycznia 1949 roku, kiedy uznano, że ilość wyprodukowanego plutonu wystarczy na pierwszą bombę. Po wyłączeniu reaktora rozpoczęto naprawę, która według inżynierów miała trwać rok, ale Beria dał im tylko dwa miesiące. W związku z tym paliwo z reaktora wyładowano ręcznie i ręcznie oddzielano uszkodzone elementy paliwowe od nieuszkodzonych. Ocenia się, że w tym czasie pracownicy zaangażowani w te prace dostali dawkę od 1 do 4 Sv, a więc uważaną za śmiertelną [29].

Ocenia się, że w pierwszych dwóch latach pracy (1948, 1949) reaktor A wytworzył odpowiednio 16.5 i 19 kg plutonu. W roku 1950 zwiększono moc reaktora do 180 MW_{th}, przy średniej temperaturze grafitu 300°C, dzięki czemu roczna produkcja plutonu wzrosła do 58 kg. Zmiany konstrukcyjne przeprowadzone w roku 1954, polegając między innymi na zwiększeniu przepływu wody chłodzącej i podniesieniu jej temperatury, pozwoliły na zwiększenie mocy

reaktora do 650 MW_{th} przy średniej temperaturze grafitu 675°C. a roczna produkcja plutonu wzrosła do 132 kg. Po ostatnich modyfikacjach przeprowadzonych w roku 1964 moc reaktora wzrosła do 900 MW_{th}, a produkcja plutonu do 207 kg/rok. Takie parametry pracy pozostały aż do wyłączenia reaktora w czerwcu 1989 roku [28].

3.5.1.2 Reaktory AV

Podstawowymi reaktorami produkcyjnymi w ośrodku Majak były trzy reaktory AV: AV-1, AV-2 i AV-3, uruchamiane kolejno w latach 1950, 1951 i 1952. Zostały one zaprojektowane do pracy z mocą 300 MW_{th}. przy której roczna produkcja plutonu miała wynosić 100 kg. Produkcja w reaktorze AV-3 była niższa, gdyż był on też wykorzystywany do produkcji trytu. Tak jak w przypadku reaktora A, ich rdzenie miały postać ustawionego pionowo walca, przez który przechodziły pionowe kanały. Większość z 1996 kanałów stanowiły kanały paliwowe o konstrukcji podobnej do stosowanej w reaktorze A, z tym, że wprowadzone modyfikacje pozwalały na wymianę aluminiowych rur, stanowiących ściany kanałów, bez konieczności wyłączania reaktora. Do sterowania każdego z reaktorów służyło 65 prętów sterujących, prowadzonych w pozostałych kanałach. Tak jak w reaktorze A, woda chłodząca reaktory tłoczona była przez kanały paliwowe, w których bezpośrednio chłodziła elementy paliwowe.

Początkowa moc reaktorów była stopniowo zwiększana i po remontach przeprowadzonych po 6-7 latach eksploatacji osiągnęła 600 MW_{th}. Kolejne remonty, przeprowadzone w pierwszej połowie lat 60-tych, pozwoliły na dalsze podniesienie mocy do 1200 MW_{th} i zwiększenie produkcji plutonu do 270 kg/rok. Takie parametry były utrzymywane aż do wyłączenia reaktorów w latach 1989/90.

3.5.1.3 Reaktor AI-IR

Ostatnim reaktorem grafitowym w ośrodku Majak był AI-IR, uruchomiony pod koniec 1951 roku i przeznaczony głównie do produkcji trytu. Jego budowa była generalnie podobna do budowy omawianych wcześniej reaktorów, jednak miał on pracować z mniejszą mocą, wynoszącą 40 MW_{th}. Mniejsza była też ilość pionowych kanałów przecinających rdzeń, bo było ich tylko 248, ale za to stosowany jako paliwo uran był wzbogacony do około 2%. Taki poziom wzbogacenia oznaczał mniejszy udział ²³⁸U i wynikającą z tego mniejszą produkcję plutonu. Jednocześnie, ze względu na wyższe wypalenie paliwa, wytwarzany pluton charakteryzował się wyższą zawartością izotopu ²⁴⁰Pu, w związku z czym nie był wykorzystywany w celach militarnych.

Podobnie jak w przypadku omawianych wcześniej reaktorów, moc AI-IR była stopniowo podnoszona. W roku 1956 reaktor został przebudowany, wzbogacenie paliwa zostało zwiększone do 10%, a moc została podniesiona. Po kolejnych 10 latach wzbogacenie paliwa wzrosło do 80-90%, a moc osiągnęła 100 MW_{th} i ten poziom utrzymywał się do końca eksploatacji w roku 1987. Ze względu na podjęcie produkcji trytu w ośrodku Majak przez 4 reaktory ciężkowodne oraz jeden reaktor lekkowodny, AI-IR w ostatnim okresie eksploatacji wykorzystywany był głównie do produkcji izotopów ⁶⁰Co i ²¹⁰Po oraz do badań materiałów stosowanych jako koszulki paliwowe oraz ściany kanałów paliwowych.

3.5.2 Siewiersk

Drugim ośrodkiem dedykowanym produkcji plutonu był Siewiersk, założony w roku 1943. Podobnie jak Oziorsk, był on miastem zamkniętym, przed rokiem 1992 nazywanym tylko na podstawie kodu pocztowego Tomsk-7. W Siewiersku w Syberyjskim Kombinacie Chemicznym pracowało 5 reaktorów z moderatorem grafitowym chłodzonych wodą, których głównym zadaniem była produkcja plutonu. Poza nimi były tam zlokalizowane zakłady odzyskujące pluton z wypalonego paliwa, zakłady metalurgiczne wytwarzające metaliczny pluton i plutonowe elementy ładunków jądrowych, oraz zakład konwersji i wzbogacania izotopowego. [30]. Ostatnie reaktory produkujące pluton wyłączono w roku 2008. Ocenia się, że w Siewiersku wyprodukowano łącznie około 68 ton plutonu, a więc przeszło dwa razy więcej niż w Oziorsku. Był to jednocześnie największy magazyn materiałów jądrowych o przeznaczeniu militarnym.

Budowa reaktorów pracujących w Siewiersku była podobna do reaktorów z Oziorska, choć pojawiły się tu nowe rozwiązania. Po pierwsze, stosowane było paliwo ceramiczne o wysokim wzbogaceniu, po drugie, ciepło wytwarzane przez reaktory było wykorzystywane do produkcji energii elektrycznej zasilającej pobliskie miasto. Poniższa tabela przedstawia zestawienie reaktorów pracujących w Siewiersku.

Reaktor	Moc MW _{th} pocz./końc.	Chłodzenie	Uruchomienie	Wyłączenie	Produkcja Pu [t]
I-1	400/1200	otwarte	XI 1955	IX 1990	8.2
EI-2	400/1200	zamknięte	IX 1958	XII 1990	7.5
ADE-3	1450/1900	zamknięte	VII 1961	VIII 1990	14.0
ADE-4	1450/1900	zamknięte	II 1964	IV 2008	19.5
ADE-5	1450/1900	zamknięte	VI 1965	VI 2008	19.1

Tabela 4. Reaktory grafitowe w Siewiersku [28]

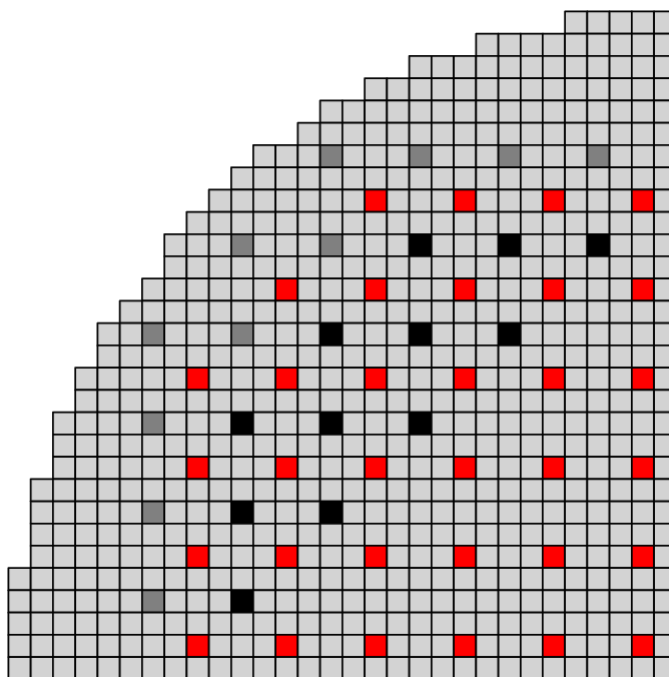
3.5.2.1 Reaktory I-1 i EI-2

Reaktory I-1 i EI-2 były bardzo podobne do omawianych wcześniej reaktorów AV w Oziorsku. Tak jak tamte, ich grafitowe rdzenie miały postać pionowego walca, przez który przechodziły pionowe kanały paliwowe oraz kanały prętów sterujących. Podobnie jak w reaktorach AV prętów tych było 65, ale wszystkich kanałów było 2001, a więc o 5 więcej niż w reaktorach AV. Reaktory chłodzone były wodą przepływającą przez kanały paliwowe, a projektowana moc obu reaktorów wynosiła 400 MW_{th} [28]. Różnica pomiędzy I-1 a EI-2 polegała na tym, że w przypadku pierwszego układ chłodzenia był otwarty, a dokładniej jednoprzebiegowy (once-through), co oznacza, że woda chłodząca przepływała jednokrotnie przez rdzeń reaktora, po czym była zrzucana bezpośrednio do rzeki Tom. W drugim układ był zamknięty, a woda krążąca w obiegu pierwotnym utrzymywana była pod ciśnieniem, co pozwalało na stosowane wyższych jej temperatur. Wytworzone w rdzeniu ciepło oddawane było w wytwornicy pary, a para kierowana była do turbogenerатора. Reaktor EI-2 był pierwszym radzieckim reaktorem podwójnego przeznaczenia, projektowanym nie tylko do produkcji plutonu, ale również do wytwarzania energii elektrycznej, a moc elektryczna bloku wynosiła 100 MW_e. Projektowa

moc reaktorów była stopniowo zwiększana i ostatecznie oba pracowały z mocą 1200 MW_{th}, produkując rocznie 270 kg plutonu.

3.5.2.2 Reaktory ADE

Podstawowymi reaktorami produkującymi pluton w Siewersku, były trzy chłodzone wodą reaktory ADE: ADE-3, ADE-4 i ADE-5 o konstrukcji podobnej do reaktorów AV. Pomimo podobnej geometrii rdzenia były one jednak większe. Ich moc projektowa wynosiła 1450 MW_{th}, czyli 3.5 razy więcej niż w pierwszych dwóch reaktorach. Przez rdzeń przechodziły 2832 kanały, z których 132 były przeznaczone na pręty sterujące. Układ kanałów był bardziej skomplikowany niż we wcześniejszych reaktorach, bo pewna ich część zawierała paliwo ceramiczne wzbogacone do 90%. Takie rozwiązanie miało podnieść moc i jednocześnie wyrównać rozkład strumienia w rdzeniu. Siatka kanałów reaktora ADE pokazana została na poniższym rysunku.



Rys. 14 Siatka kanałów reaktora ADE [31]

Kolorem czerwony zaznaczono kanały prętów sterujących, czarnym – kanały z paliwem wysokowzbogaconym w centralnej części rdzenia, ciemnoszarym – kanały z paliwem wysokowzbogaconym w peryferyjnej części rdzenia. Pozostałe kwadraty oznaczają normalne kanały paliwowe. Zawierały one łącznie 300 ton naturalnego uranu w elementach paliwowych z koszulkami aluminiowymi. Wszystkie kolumny paliwowe miały wysokość 7 metrów. Kolumny standardowe, stosowane w większości kanałów, składały się z 70 elementów wykonanych z uranu naturalnego. W środkowej części kolumn specjalnych, stosowanych w centralnej części rdzenia (czarne kwadraty), znajdował się element o długości 4.5 m, zawierający paliwo UO₂ o wzbogaceniu 90%, a nad nim i pod nim umieszczone były wkładki aluminiowe o długości 1.25 m każda. Kolumny stosowane w peryferyjnej części rdzenia (ciemnoszare kwadraty) zbudowane były odwrotnie: paliwo UO₂ o wzbogaceniu 90%

znajdowało się na dole i górze kolumny w elementach o długości 2.5 metra, a między nimi znajdował się element aluminiowy o długość 2 metrów. Dzięki takiej konstrukcji podniesiona była reaktywność w obszarze, w którym strumień neutronów zwykle jest najniższy.

Pręty sterujące reaktorów wykonane były z pelletów B_4C o długości 9 cm i średnicy 2.2 cm, umieszczonych w aluminiowych osłonach o grubości 2 mm. Wokół prętów sterujących przepływała woda chłodząca. Pręty sterujące dzieliły się na dwie grupy: pręty wyłączeniowe i pręty regulacyjne. Tych pierwszych było 25 i mogły zostać w całości opuszczone do rdzenia w czasie 2 sekund. Wprowadzana przez nie antyreaktywność odpowiadała wartości 1.5 β . Czas opuszczenia prętów regulacyjnych wnosił 6 sekund [31].

Chłodzenie reaktorów pracowało w układzie zamkniętym, tak jak w reaktorze EI-2. Rozwiązane takie pozwalało na stosowanie zwiększonego ciśnienia wody, a jednocześnie ograniczało problemy związane z koniecznością utrzymania odpowiedniej jej czystości. Podniesienie temperatury wody w obiegu pierwotnym pozwalało na stosowanie wytwornic pary dostarczających parę do turbogeneratora wytwarzającego energię elektryczną. Tak więc, podobnie jak EI-2 były to reaktory podwójnego przeznaczenia, produkujące nie tylko pluton, ale też energię elektryczną dostarczaną do sieci.

Podobnie, jak to miało miejsce w przypadku innych reaktorów, projektowa moc jednostek ADE wynosząca 1450 MW_{th} została z czasem podniesiona, choć w nieco mniejszym zakresie. Ostatecznie reaktory pracowały z mocą 1900 MW_{th} wytwarzając rocznie ok. 500 kg plutonu. Zatrzymanie pierwszego z reaktorów ADE nastąpiło w roku 1990, ale pozostałe dwa wytwarzały pluton aż do roku 2008. Warto zauważyć, że Rosja zobowiązała się nie wykorzystywać w celach militarnych plutonu wyprodukowanego po 30 września 1994 roku.

3.5.3 Żeleznogorsk

Trzecim radzieckim ośrodkiem produkującym pluton militarny był Żeleznogorsk w kraju Krasnojarskim. Tak jak w przypadku przedstawianych wcześniej ośrodków, obecna nazwa używana jest od lat 90-tych, bo wcześniej miasto zamknięte nazywane było tylko nazwami kodowymi, wśród których pojawiały się: „Zakład 9”, „Krasnojarsk-25” i „Krasnojarsk-26”. Produkcja plutonu odbywała się w Kombinacie Górniczo-Chemicznym, zlokalizowanym 200 metrów pod ziemią. Było to zabezpieczenie przed ewentualnym atakiem nuklearnym ze strony Stanów Zjednoczonych.

W kombinacie wybudowano trzy reaktory grafitowe chłodzone wodą: AD, ADE-1 i ADE-2, przeznaczone do produkcji plutonu. Były to reaktory tego samego typu, co reaktory ADE pracujące w Siewiersku, przy czym dwa ostatnie były reaktorami podwójnego przeznaczenia, czyli produkującymi pluton i wytwarzającymi energię elektryczną (stąd „E” na końcu nazwy typu), natomiast pierwszy służył wyłącznie do produkcji plutonu. Był on również reaktorem „jednoprzebiegowym”, czyli woda chłodząca opuszczająca rdzeń była oczyszczana w zespole filtrów i zrzucana do rzeki. Najważniejsze dane dotyczące reaktorów w Żeleznogorsku przedstawiono w poniższej tabelce. Ponieważ ich budowa była praktycznie taka sama jak reaktorów pracujących w Siewiersku, nie będą one szczegółowo opisywane.

Reaktor	Moc MW _{th} pocz./końc.	Uruchomienie	Wyłączenie	Produkcja Pu [t]
AD	1450/2000	VIII 1958	VI 1992	15.4
ADE-1	1450/2000	VII 1961	IX 1992	14.2
ADE-2	1450/1800	I 1964	IV 2010	13.3

Tabela 5. Reaktory grafitowe w Żeleznogorsku [28]

Tak jak to było w pozostałych ośrodkach, reaktory pracujące w Żeleznogorsku podlegały przebudowom i modyfikacjom, w wyniku których ich moce zostały zwiększone do 2000 MW_{th} (w przypadku ADE-2 1800 MW_{th}) a roczna produkcja plutonu do 505 kg (dla ADE-2 było to 405 kg). Dwa pierwsze reaktory zostały wyłączone do września 1992 roku, więc nie wytwarzały plutonu, którego Rosja miała nie używać do produkcji broni jądrowej. Ostatni pracujący reaktor wyłączony został dopiero w roku 2010, ale od roku 1995 wykorzystywany był niemal wyłącznie do produkcji elektryczności i ciepła komunalnego. Ocenia się, że w czasie całej swojej pracy w Żeleznogorsku wyprodukowano ok. 45.7 tony plutonu, a całkowita produkcja ze wszystkich trzech ośrodków wyniosła ok. 143.7 ton plutonu.

3.6 Reaktor BR-1

Omawiając badawcze reaktory grafitowe wypada przedstawić również belgijski reaktor BR-1, znajdujący się w ośrodku SCK·CEN. Jego budowa rozpoczęła się w 1954 roku, a stan krytyczny osiągnięto 11 maja 1956 r. przy mocy znamionowej 4 MW_{th}.



Rys. 15 Reaktor BR-1 [32]

Pierwszy belgijski reaktor ma moderator grafitowy, chłodzony jest powietrzem i pracuje na uranie naturalnym. Jego konstrukcja jest podobna do reaktorów GLEEP czy BEPO, bowiem grafitowy rdzeń ma układ poziomego cylindra, przez który przechodzą poziome kanały paliwowe. Blok reaktora ma w przybliżeniu kształt sześcianu o boku 7 m, natomiast aktywna część rdzenia jest cylindrem o średnicy 4.7 m i długości 4.9 m.

Przez rdzeń przechodzi 829 poziomych kanałów o przekroju kwadratowym o boku 5 cm. W części kanałów umieszczone są elementy paliwowe. Mają one długość 20.3 cm i średnicę 2.5 cm. Elementy wykonane są z metalicznego uranu, pokrytego koszulką ze stopu Al-Si. Wewnątrz kanału paliwowego można umieścić 23 elementy paliwowe jeden za drugim. Konfiguracja załadunku rdzenia zmieniała się w czasie: w latach 1962–1975 paliwo znajdowało się w 569 kanałach, później 17 kanałów opróżniono, a paliwo pozostało w 552 kanałach.

Sterowanie reaktora zapewniają prowadzone pionowo pręty sterujące. Obejmują one 6 prętów wyłączeniowych, 5 par po dwa pręty sterujące oraz dwa precyzyjne pręty regulacyjne, wykorzystywane przez system automatycznego sterowania. Pręty sterujące wykonane są w postaci rur kadmowych otoczonych aluminiową koszulką.

Reaktor jest chłodzony powietrzem na zasadzie konwekcji wymuszonej, działającej w układzie otwartym. Jest wyposażony w 16 horyzontalnych kanałów eksperymentalnych, w których osiągalny strumień neutronów wynosi $2 \cdot 10^{12}$ n/cm²s, 12 kanałów pionowych ze strumieniem $1 \cdot 10^{11}$ n/cm²s, oraz dwie kolumny termiczne, umożliwiające prowadzenie naświetlań neutronami termicznymi [33].

Od uruchomienia w 1956 roku, reaktor pracuje do tej pory na tym samym zestawie paliwa. Wynika to z niewielkiego wypalenia, bowiem od dłuższego czasu reaktor pracuje po 8 godzin przez 5 dni w tygodniu z mocą 700 kW_{th}. Wykorzystywany jest w analizach aktywacyjnych, do naświetlania próbek oraz w pracach kalibracyjnych.

4. Reaktory energetyczne

Reaktorami energetycznymi są reaktory, których głównym zadaniem jest produkcja energii – zwykle elektrycznej. Reaktory takie oczywiście również mogą wytwarzać pluton i przynajmniej na początku były do tego używane. Jednocześnie, niektóre reaktory dedykowane produkcji plutonu wytwarzały też energię elektryczną. Dlatego trudno ustalić wyraźne rozgraniczenie między reaktorami produkcyjnymi a energetycznymi – różnica ta jest raczej umowna, a jako kryterium przyjąć można główny sposób wykorzystania, dla którego reaktor był projektowany. Wiele reaktorów energetycznych wytwarzało pluton, który nie był jednak odzyskiwany, bo przeróbka wypalonego paliwa nie była przeprowadzana. Jeżeli nawet – tak jak na przykład we Francji – przeróbka wypalonego paliwa jądrowego była prowadzona, to ze względu na głębsze jego wypalenie, zwiększone zawartości wyższych izotopów plutonu (głównie ^{240}Pu) mogły stanowić przeszkodę w wykorzystywaniu go w celach militarnych. Mógł on być za to używany do produkcji paliwa MOX, na którym większość współczesnych reaktorów może pracować.

Przedstawiane w tym rozdziale reaktory są reaktorami energetycznymi (w rozumieniu podanej wyżej definicji), w których moderatorem jest grafit. Ponieważ opracowanie koncentruje się na reaktorach chłodzonych gazem, omawiane są głównie reaktory GCR (Gas Cooled Reactors) z wyszczególnieniem różnych ich rodzajów (MAGNOX, AGR, UNGG). Dodatkowo jednak znalazły się tu również reaktory RBMK. Jest to specyficzny rodzaj reaktorów grafitowych z chłodzeniem wodnym, które projektowane były do wytwarzania energii elektrycznej, ale nadają się również do produkcji plutonu. Od analiz przeprowadzonych jeszcze w latach 50-tych reaktory takie uważane były za potencjalnie niebezpieczne, ale w Związku Radzieckim były budowane i z resztą kilka z nich pracuje do tej pory. Ze względu na doświadczenia katastrofy czarnobylskiej – która nastąpiła przecież w reaktorze grafitowym – uznano, że reaktory te powinny zostać włączone do niniejszego opracowania.

Rozdział ten nie obejmuje reaktorów wysokotemperaturowych, mimo że część z nich była reaktorami energetycznymi, bowiem ta grupa omówiona zostanie osobno.

4.1 Reaktory GCR

Pod ogólnym pojęciem reaktorów chłodzonych gazem (GCR) rozumie się reaktory z chłodzeniem gazowym i moderatorem grafitowym, bowiem taki moderator był niemal zawsze stosowany. Nieliczna grupa reaktorów, w których chłodzenie gazowe połączono z moderatorem ciężkowodnym oznaczana jest jako HWGCR (Heavy Water Gas Cooled Reactors) i obejmuje cztery jednostki, wyłączone już z eksploatacji:

- Bohunice A1, 560 MW_{th}, Słowacja, 1958-77
- EL-4, 250 MW_{th}, Francja, 1962-85
- Niederaichbach, 321 MW_{th}, Niemcy, 1966-74
- Lucens, 28 MW_{th}, Szwajcaria, 1962-69

Reaktory GCR wyewoluowały z reaktorów przeznaczonych do produkcji plutonu, a ich rozwój nastąpił głównie w Wielkiej Brytanii. Były to reaktory z moderatorem grafitowym, chłodzone CO₂ i pracujące na uranie naturalnym lub lekko wzbogaconym. Jako reaktory energetyczne,

były one wyposażone w wytwornice pary oraz turbogeneratory, pozwalające na produkcję energii elektrycznej. Jednocześnie pozwalały jednak na produkcję plutonu, co było istotnym elementem brytyjskich prac nad bronią jądrową. Od budowanych wcześniej reaktorów różniły się pionową geometrią rdzenia z pionowymi kanałami paliwowymi. Zrezygnowano też z aluminium, używanego wcześniej w koszulkach paliwowych, na którego miejsce stosowano najpierw stop magnezu, później stal. Takie rozwiązanie pozwoliło na podniesienie temperatury gazu opuszczającego rdzeń i tym samym na podniesienie sprawności.

Porównując reaktory GCR z reaktorami wodnymi, zauważyć można zarówno ich zalety jak i wady. Jednak w Wielkiej Brytanii uważano, że pozwolą one na tanią produkcję energii elektrycznej, przy kosztach porównywalnych z elektrowniami węglowymi.

Zalety:

- możliwość pracy na uranie naturalnym
- możliwość uzyskiwania wyższych temperatur czynnika chłodzącego, podnoszących sprawność wytwarzania energii elektrycznej i umożliwiających odbiór ciepła procesowego dla większego obszaru zastosowań
- niższe ciśnienie chłodziwa
- brak problemu z dodatnimi wartościami współczynnika pustki (void coefficient)
- mniejsze zagrożenie wybuchem wodoru
- możliwość przeładunku paliwa podczas pracy

Wady:

- większy rozmiar, związany z mniejszą gęstością energii
- niższe wypalenie wynikające z niższego wzbogacenia paliwa (więcej odpadów)
- problemy z grafitem: koszt produkcji, zmiany parametrów i uszkodzenia związane z działaniem neutronów prędkich, konieczność traktowania zużytego grafitu jako odpadu o średniej aktywności
- możliwość pożaru grafitu
- reakcje zachodzące między grafitem a CO₂

Jednak w Wielkiej Brytanii uważano, że reaktory GCR pozwolą na tanią produkcję energii elektrycznej, przy kosztach porównywalnych z elektrowniami węglowymi i z tego powodu program rozwoju tej technologii był prowadzony bardzo intensywnie.

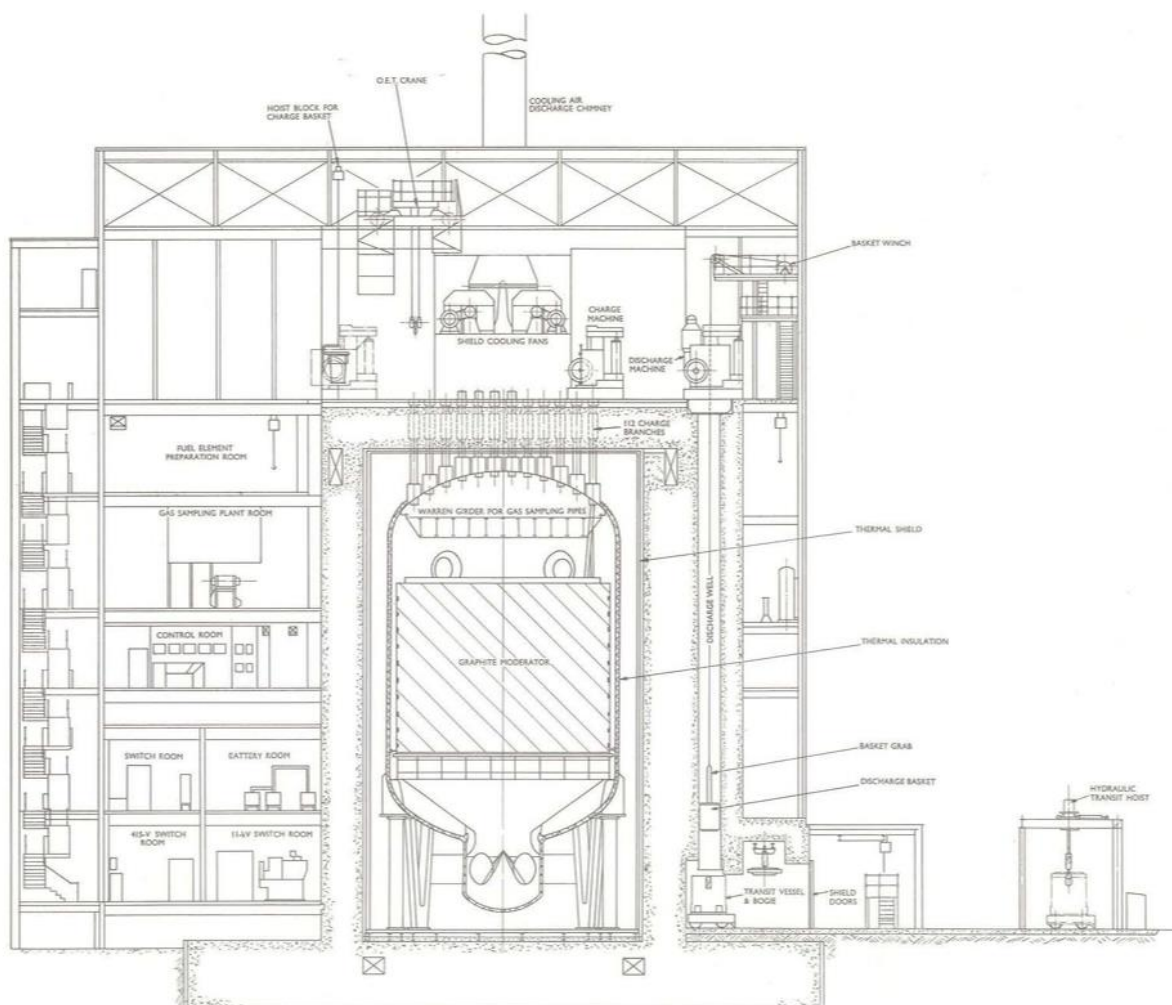
Pierwszym typem reaktorów GCR był MAGNOX, w którym stosowano uran naturalny oraz koszulki paliwowe ze stopu magnezu (stąd nazwa typu). W latach 1953 – 1970 takich reaktorów powstało 28, z czego 26 w Wielkiej Brytanii i po jednym we Włoszech i w Japonii.

Drugim typem reaktorów GCR budowanym wyłącznie w Wielkiej Brytanii był AGR (Advanced Gas-cooled Reactor), pracujący na uranie lekko wzbogaconym i wykorzystujący koszulki paliwowe ze stali nierdzewnej. Od roku 1958 powstało 15 takich reaktorów.

Równoległe z reaktorami MAGNOX, we Francji rozwijano reaktor UNGG (Uranium Naturel Graphite Gaz). W latach 1957 – 1972 we Francji powstało 6 takich reaktorów, a jeden wybudowano w Hiszpanii.

4.1.1 Reaktory MAGNOX

Pierwsze takie reaktory rozpoczęto budować w Calder Hall (2 reaktory w 1953 r. i 2 w 1955 r.) i Chapelcross (4 reaktory w 1955 r.). Ich konstrukcja miała nazwę kodową PIPPA (Pressurized Pile Producing Power and Plutonium). Pierwszy z wybudowanych reaktorów, Calder Hall 1, rozpoczął pracę 1 października 1956 roku, jako pierwszy na świecie reaktor jądrowy dostarczający energię elektryczną na zasadach komercyjnych.



Rys. 16 Reaktory MAGNOX w Calder Hall i Chappelfcross [34]

Konstrukcja reaktorów powstałych w obu lokalizacjach była praktycznie taka sama. Grafitowy rdzeń każdego z reaktorów miał postać ustawionego pionowo 24-ściennego regularnego graniastosłupa o średnicy 11.00 m i wysokości 8.23 m. Był on zbudowany z przeszło 32000 bloków grafitowych o wymiarach 63.5 x 20.3 x 20.3 cm i masie 45.4 kg. Całkowita masa grafitu wynosiła 1146 ton. Aktywna część rdzenia, w której znajdowało się paliwo, miała wymiary 9.45 m x 6.40 m. Przez rdzeń przechodziło 1696 pionowych kanałów paliwowych, przez które przepływało również chłodziwo. W przeciwieństwie do rozwiązań stosowanych w innych reaktorach, kanały nie były wyłożone rurami metalowymi. Stosowane były trzy różne średnice kanałów paliwowych: 10.5 cm, 10.0 cm i 9.2 cm. Elementy paliwowe miały postać pręta wykonanego z uranu naturalnego, zamkniętego w koszulce ze stopu magnezowo-aluminiowego. W każdym kanale znajdowało się 6 elementów paliwowych, a całkowita masa

uranu wynosiła 130 ton. Oprócz kanałów paliwowych, przez rdzeń przechodziło też 112 kanałów przeznaczonych na pręty sterujące i elementy pomiarowe. Ich średnica wynosiła 8.3 cm.

Rdzeń otoczony był stalowym zbiornikiem o średnicy 11.28 m, o grubości 5.1 cm. Przestrzeń między grafitem a zbiornikiem była uszczelniona, aby ograniczyć przepływ chłodziwa poza kanałami paliwowymi. Układ chłodzenia pracował pod ciśnieniem 0.69 MPa, temperatura gazu na wyjściu z rdzenia wynosiła 336°C przy przepływie 907 kg/s. Obieg gazu wymuszały 4 cyrkulatory o łącznej mocy 5.44 MW. Cztery wytwornice dostarczały w ciągu sekundy 50 kg pary o temperaturze 313°C i ciśnieniu 1.45 MPa.

Reaktor	Kraj	MW _e	MW _{th}	Od	Do	LF %	TWh
CALDER HALL-1	UK	49	268	1956-05-01	2003-03-31	76.9	14.04
CALDER HALL-2	UK	49	268	1956-12-01	2003-03-31	76.9	14.04
CALDER HALL-3	UK	49	268	1958-01-01	2003-03-31	76.9	14.04
CHAPELCROSS-1	UK	48	260	1958-11-09	2004-06-29	85.5	14.20
CALDER HALL-4	UK	49	268	1958-12-01	2003-03-31	76.9	14.04
CHAPELCROSS-2	UK	48	260	1959-05-30	2004-06-29	85.5	14.20
CHAPELCROSS-3	UK	48	260	1959-08-31	2004-06-29	85.5	14.20
CHAPELCROSS-4	UK	48	260	1959-12-22	2004-06-29	85.5	14.20
BERKELEY-1	UK	138	620	1961-08-01	1989-03-31	58.2	21.01
BRADWELL-1	UK	123	481	1961-08-01	2002-03-31	65.5	27.17
BERKELEY-2	UK	138	620	1962-03-01	1988-10-26	58.0	21.55
BRADWELL-2	UK	123	481	1962-04-01	2002-03-30	65.5	27.17
LATINA	Włochy	153	660	1962-12-27	1987-12-01	70.3	25.49
HUNTERSTON A-1	UK	150	595	1963-08-01	1990-03-30	81.6	28.67
HUNTERSTON A-2	UK	150	595	1964-03-01	1989-12-31	81.6	28.67
HINKLEY POINT A-1	UK	235	900	1964-05-01	2000-05-23	72.4	46.47
TRAWSFYNYDD-1	UK	195	850	1964-09-01	1991-02-06	79.6	35.23
HINKLEY POINT A-2	UK	235	900	1964-10-01	2000-05-23	72.4	46.47
TRAWSFYNYDD-2	UK	195	850	1964-12-01	1991-02-04	79.6	35.23
TOKAI-1	Japonia	137	587	1965-05-04	1998-03-31	70.8	28.19
SIZEWELL A-1	UK	210	1010	1965-06-01	2006-12-31	74.7	56.78
DUNGENESS A-1	UK	225	840	1965-06-01	2006-12-31	74.0	59.19
DUNGENESS A-2	UK	225	840	1965-09-01	2006-12-31	74.9	60.66
SIZEWELL A-2	UK	210	1010	1965-12-01	2006-12-31	71.3	53.34
OLDBURY A-1	UK	217	730	1967-08-01	2012-02-29	76.2	62.26
OLDBURY A-2	UK	217	660	1967-12-01	2011-06-30	81.3	65.63
WYLFA-1	UK	490	1650	1969-11-01	2015-12-30	70.3	126.47
WYLFA-2	UK	490	1920	1970-09-01	2012-04-25	69.8	109.28

Tabela 6. Reaktory MAGNOX [35]

W tabeli 6 przedstawione zostały wszystkie reaktory MAGNOX łącznie z ich podstawowymi parametrami. Podawana moc elektryczna (MW_e) jest tu referencyjną mocą jednostkową (Reference Unit Power), czyli mocą netto możliwą do utrzymania w warunkach referencyjnych w dłuższym przedziale czasu. Jest ona zwykle niższa od mocy projektowej. Jako czas rozpoczęcia pracy (Od) podawana jest data osiągnięcia pierwszej krytyczności. Współczynnik wykorzystania mocy (LF % - Load Factor) oraz wytworzona energia elektryczna (TWh) podawane są kumulatywnie za wszystkie lata eksploatacji, dla których w bazie PRIS są dostępne dane.

Kolejne budowane reaktory MAGNOX różniły się od przedstawionych powyżej i w zasadzie każda kolejna konstrukcja była inna. Różnice dotyczyły nie tylko mocy, ale również rozmiarów, kształtu i materiału zbiornika ciśnieniowego, ciśnienia roboczego czy ilości i rozmieszczenia wytwornic pary. Niektóre z tych parametrów przedstawiono w tabeli 7. Podawane tu wartości mocy różnią się w pewnych przypadkach od tych z poprzedniej tabeli, co wynika z różnych źródeł danych. W przypadku reaktorów Oldbury i Wylfa parametry zbiorników ciśnieniowych nie zostały podane, ponieważ stanowią one konstrukcję ze sprężonego betonu.

Reaktory	Moc MW_e	Zbiornik	Średnica m	Grubość cm	Ciśnienie MPa	Ilość wyt. pary
Calder Hall	41	cylinder	11.3	5.1	0.69	4
Chapelcross	41	cylinder	11.3	5.1	0.69	4
Berkeley	138	cylinder	15.2	7.6	0.86	8
Bradwell	150	sfera	20.3	7.6	0.91	6
Hunterston	160	sfera	21.3	7.3	1.03	8
Hinkley Point	250	sfera	20.4	7.6	1.28	6
Latina	200	sfera	20.3	7.6	1.25	6
Trawsfynydd	250	sfera	18.6	8.9	1.65	6
Dungeness A	275	sfera	19.0	10.2	1.85	4
Sizewell	260	sfera	19.4	10.7	1.82	4
Oldbury	300	cylinder	PSC	PSC	2.41	4
Wylfa	590	sfera	PSC	PSC	2.65	4

Tabela 7. Różnice między reaktorami MAGNOX [36]

Poza Wielką Brytanią pracowały jeszcze dwa reaktory MAGNOX: Latina we Włoszech i Tokai-1 w Japonii. Ostatnia jednostka MAGNOX, Wylfa-1, pracowała do roku 2015. Obecnie wszystkie te reaktory oczekują na likwidację. Doświadczenia zebrane podczas projektowania i eksploatacji reaktorów typu MAGNOX stanowią bardzo istotny wkład do rozwoju technologii reaktorów grafitowych.

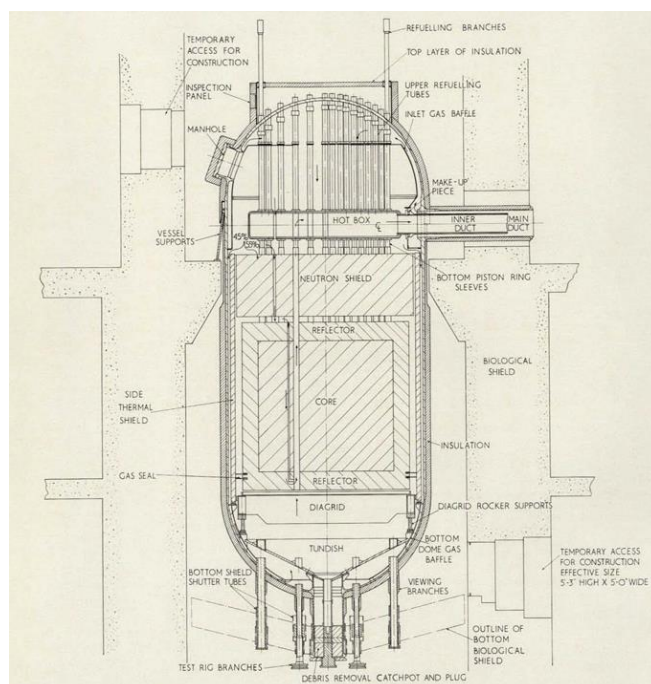
4.1.2 Reaktory AGR

Kolejną generacją reaktorów grafitowych są reaktory AGR (Advanced Gas-cooled Reactor), rozwijane i eksploatowane wyłącznie w Wielkiej Brytanii. Ich wspólną cechą stanowiło użycie lekko wzbogaconego paliwa UO_2 w koszulkach wykonanych ze stali nierdzewnej. Reaktory te pracują w wyższych temperaturach, dzięki czemu osiągane są wyższe parametry pary i wyższe sprawności produkcji energii elektrycznej.

4.1.2.1 Reaktor Windscale AGR

Budowa pierwszego reaktora AGR ruszyła w Windscale na początku listopada 1958 roku, a stan krytyczny osiągnięto w sierpniu 1962 roku. Reaktor Windscale AGR (WAGR) był konstrukcją eksperymentalną, przeznaczoną do testowania nowej technologii, w związku z czym jego moc była w porównaniu do kolejnych reaktorów tego typu stosunkowo niewielka ($120 \text{ MW}_{\text{th}}$, 21 MW_{e}). W trakcie początkowych prac projektowych założono, że zamiast koszulek paliwowych ze stopu magnezowo-aluminiowego stosowany będzie beryl. Jednak ze względu na problemy związane z reakcjami chemicznymi zachodzącymi między berylem i CO_2 , a także reakcjami jądrowymi indukowanymi przez neutrony prężkie, powodującymi powstawanie helu i trytu, ostatecznie zdecydowano o użyciu koszulek ze stali nierdzewnej, pozwalających na osiąganie wysokich temperatur paliwa. Użycie stali spowodowało jednak konieczność zwiększenia przewidywanego początkowo wzbogacenia paliwa do 2.5%.

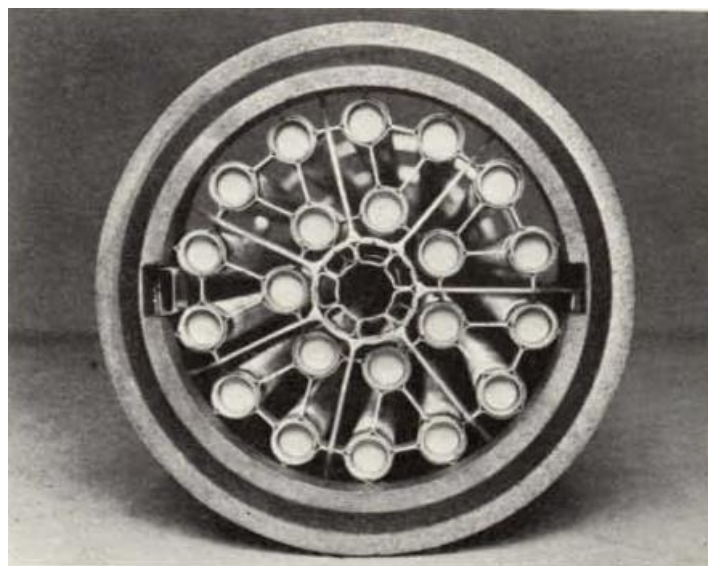
Chłodziwem stosowanym w nowych reaktorach pozostał CO_2 , a decyzja ta podjęta została po wnikliwych analizach możliwych rozwiązań alternatywnych. Odrzucono w nich azot (dość wysoki przekrój czynny), wodór (zagrożenie wybuchem) oraz hel (cena, dostępność). Parametry dotychczasowego chłodziwa uznano za wystarczające, a przy zakładanych temperaturach pracy nie obawiano się niekompatybilności chemicznej ze stalą lub grafitem.



Rys. 17 Reaktor Windscale AGR [37]

Centralnym elementem reaktora był grafitowy rdzeń o wysokości 4.3 m i średnicy 4.6 m, otoczony radialnym reflektorem grafitowym o grubości 51 cm i reflektorem aksjalnym o grubości 61 cm. Masa grafitu wynosiła 210 ton. Przez rdzeń przechodziły 253 kanały, rozstawione w trójkątnej siatce o boku 27.3 cm. 197 z nich było kanałami paliwowymi, a pozostałe wykorzystywano głównie na pręty sterujące i mechanizmy wyłączeniowe. Podstawowym mechanizmem sterowania było 18 prętów wykonanych ze stali borowej, a dokładne regulacje zapewniały 3 precyzyjne pręty regulacyjne. Z pozostałych kanałów 8 wykorzystywane było przez dodatkowy system wyłączeniowy, pozwalający na wyłączenie reaktora niezależnie od użycia innych mechanizmów. W sytuacji awaryjnej do kanałów zrzucały kulki o średnicy 6.35 mm wykonane ze stali borowej. W kolejnych 15 kanałach znajdowały się trucizny podlegające wypaleniu (burnable poisons), a jeden zawierał źródło neutronów [37].

Paliwem stosowanym w reaktorze był UO_2 wzbogacony do 2.5%, a całkowita masa uranu w rdzeniu wynosiła 11.5 tony. Elementy paliwowe były bardziej złożone niż w reaktorach MAGNOX, a ich geometrię pokazano na poniższym rysunku.



Rys. 18 Przekrój przez element paliwowy reaktora WAGR [37]

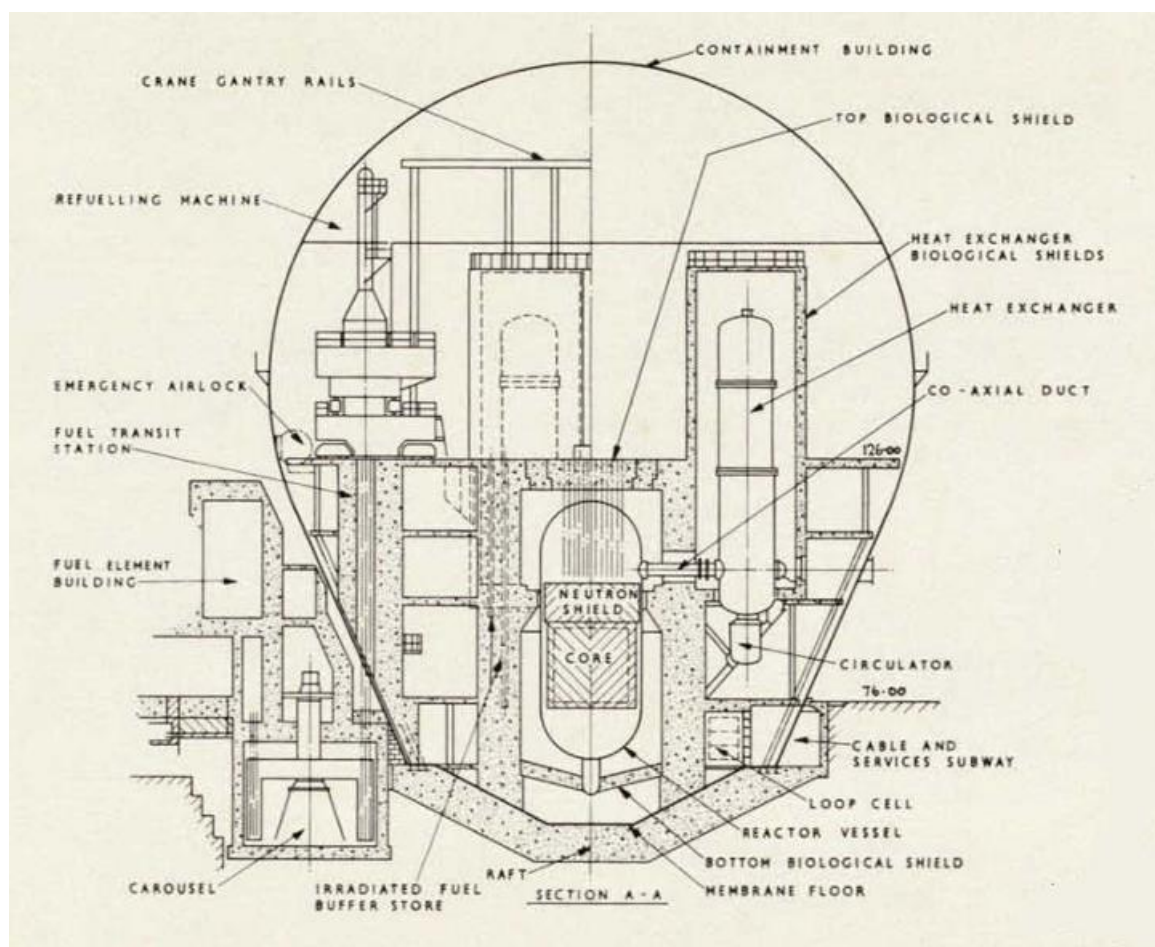
Widoczne na zdjęciu pellety UO_2 miały postać regularnych walców o średnicy 10.2 mm. Ich wymiar wyznaczono przy założeniu, że maksymalna temperatura w centrum nie może przekraczać 1450°C .

Rdzeń reaktora zabezpieczony był od góry osłoną chroniącą przed neutronami, której masa wynosiła 130 ton. Rdzeń wraz z osłonami był otoczony stalowym zbiornikiem ciśnieniowym o grubości 7.6 cm. Miał on postać cylindra o wysokości 9.8 m i średnicy 6.4 m, zamkniętego półkulistymi pokrywami. Zarówno zbiornik ciśnieniowy jak i wytwornice pary otoczone były osłonami biologicznymi o łącznej masie 7600 ton.

Chłodziwem stosowanym w reaktorze WAGR była mieszanka zawierająca CO_2 i do 10% CO . Stosowanie tlenku węgla wynikało z doświadczeń eksploatacyjnych reaktorów Windscale Pile 1 i 2, pokazujących, że dodanie tego gazu zmniejszało uszkodzenia grafitu poddanego działaniu

neutronów prędkich i zmniejszało problemy związane z gromadzeniem się energii Wignera. Temperatura chłodziwa wchodzącego do rdzenia pod ciśnieniem 1.86 MPa wynosiła 250-325°C, a wychodzącego 525°C. Jego przepływ, wynoszący 322 kg/s wymuszany był przez 4 cyrkulatory o łącznej mocy 4.7 MW. Cztery wytwornice dostarczały w ciągu sekundy ok. 40 kg pary o temperaturze 460°C i ciśnieniu 4.55 MPa, która trafiała do turbogeneratora pracującego w cyklu jednostopniowym. W warunkach nominalnych reaktor pracował z mocą cieplną 100 MW_{th} (wg PRIS 120) i elektryczną mocą referencyjną 24 MW_e.

Cały reaktor wraz z elementami obiegu pierwotnego zamknięte były w charakterystycznym budynku reaktora. Miał on gruszkowaty kształt i wykonany był ze stali o średniej grubości 3 cm. Jego wysokość wynosiła 40.8 m a średnica 41.1 m (Rys. 19).

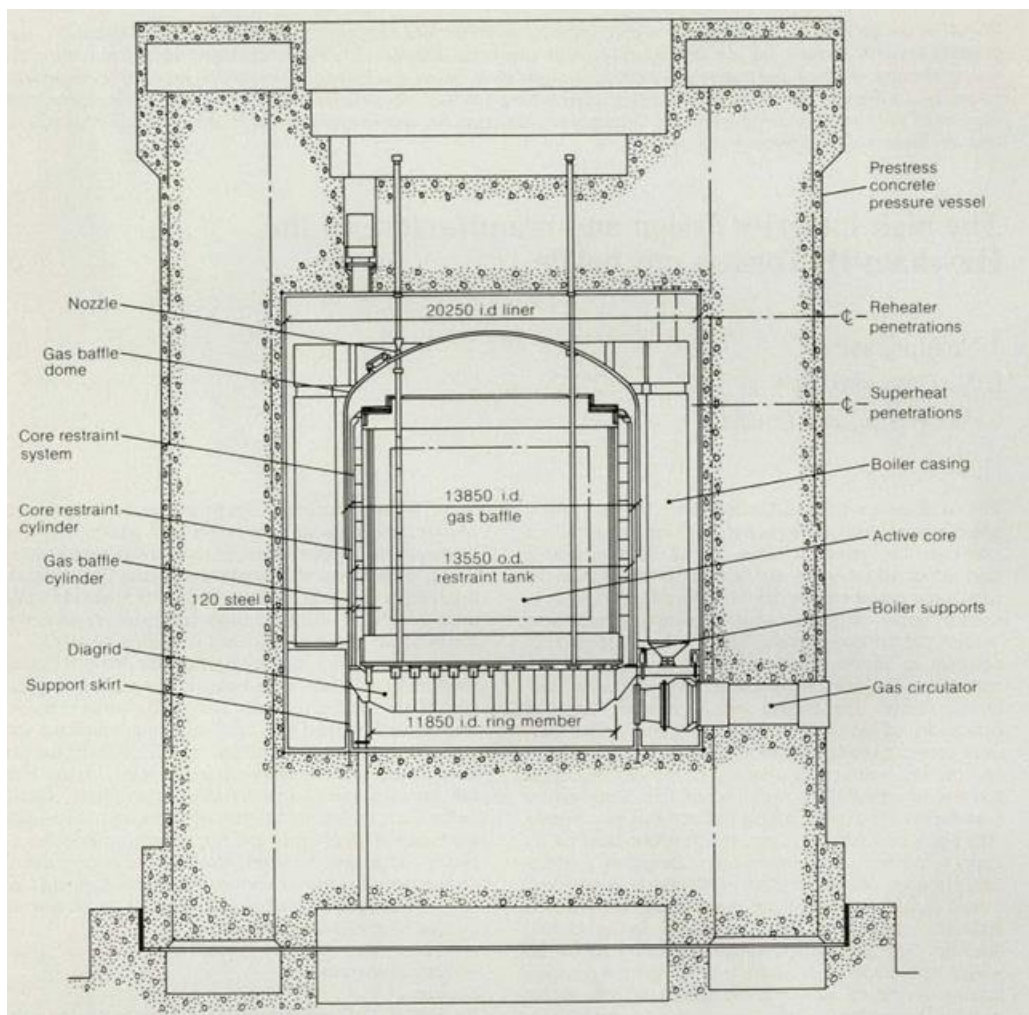


Rys. 19 Elementy wewnątrz budynku reaktora WAGR [37]

Reaktor WAGR traktowany był jako prototypowa jednostka eksperymentalna i stąd jego moc była stosunkowo niska (24 MW_e, 120 MW_{th}). Kolejne reaktory AGR, o mniej więcej dziesięciokrotnie większych mocach, budowane były już w innym układzie i nie posiadały charakterystycznego gruszkowatego budynku bezpieczeństwa. Reaktor WAGR pracował do kwietnia 1981 roku.

4.1.2.2 Pozostałe reaktory AGR

Budowa kolejnych reaktorów AGR nastąpiła dopiero po roku 1964, w którym rząd Wielkiej Brytanii przyjął dokument *The Second Nuclear Power Programme*, uruchamiający nową fazę brytyjskiego programu jądrowego i zakładający oddanie w latach 1970-75 nowych reaktorów o sumarycznej mocy 5000 MW_e [38]. Przez rok trwały jeszcze dyskusje, czy nowe reaktory mają być budowane w technologii AGR czy PWR, ale ostatecznie wybrano technologię, w której Wielka Brytania miała doświadczenia i budowa kolejnych reaktorów prowadzona była w latach 1967-88. Budowane reaktory były oparte na rozwiązaniach testowanych w prototypie WAGR, a jednocześnie w kolejnych jednostkach implementowano modyfikacje wynikające z doświadczeń eksploatacyjnych reaktorów MAGNOX. Dlatego właśnie zbiorniki ciśnieniowe reaktorów nie były wykonane ze stali, a ze sprężonego betonu. Z względów ekonomicznych w każdej lokalizacji budowano jednocześnie dwie jednostki. Typowy układ takich reaktorów AGR przedstawia rysunek 20.



Rys. 20 Typowa konstrukcja reaktora AGR [39]

Budowa wszystkich reaktorów AGR (poza WAGR) była podobna, a wiele parametrów było wręcz takich samych:

- moc projektowa netto każdej elektrowni wynosiła 2x660 MW_e,

- paliwem był lekko wzbogacony UO_2 w koszulkach ze stali nierdzewnej,
- stosowane elementy paliwowe miały taką samą budowę:
 - 36 pinów na element
 - średnica pinu 14.5 mm
 - 8 elementów paliwowych na kanał
- chłodziwem był CO_2 z dodatkiem CO,
- zbiorniki ciśnieniowe wykonane były ze sprężonego betonu,
- w każdej jednostce możliwa była wymiana paliwa podczas pracy.

	Dungeness	Gen. I	Gen I mod.	Gen. II
Rdzeń				
Ilość kanałów paliwowych	408	308	324	332
Siatka kanałów paliw. (mm)	394	460	460	460
Średnica rdzenia (m)	9.5	9.1	9.3	9.5
Wysokość rdzenia (m)	8.3	8.3	8.2	8.3
Ilość kanałów prętów ster.	57	81	81	89
Ciśnienie gazu (MPa)	3.2	4.1	4.1	4.1
Temperatura gazu we. (°C)	320	292	286	339
Temperatura gazu wy. (°C)	675	645	648	639
Przepływ gazu (kg/s)	3378	3680	3623	4067
Paliwo				
Masa uranu (ton)	152	129	129	123
Zbiornik ciśnieniowy				
Wysokość (m)	17.7	17.7	18.5	21.9
Średnica (m)	20.0	19.0	13.3	20.3
Grubość (m)	3.8	5.0	-	5.0
Ciśnienie projektowe (MPa)	3.36	4.33	4.53	4.57
Pompy gazu				
Ilość pomp	4	8	8	8
Moc pompowania (MW)	45	45	34	42
Wytwornice pary				
Ilość wytwornic pary	4	4	8	4
Ciśnienie pary (MPa)	17.2	16.0	17.5	17.3
Temperatura pary (°C)	571	538	543	541

Tabela 8. Parametry reaktorów AGR [40]

- generacja I Dungeness 2, Hinkley Point 2, Hunterston 2,
- zmodyfikowana generacja I Hartlepool, Heysham 1,
- generacja II Heysham 2, Torness

Zestawienie wszystkich wybudowanych reaktorów AGR pokazano w tabeli 9. Wyjaśnienia do przedstawionych danych są tu analogiczne jak w przypadku tabeli 6, odnoszącej się do reaktorów MAGNOX. Tu również w kolumnie MW_e podawana jest referencyjna moc jednostkowa, różniąca się od mocy projektowej netto, o której była mowa powyżej.

Reaktor	MW _e	MW _{th}	Od	Do	LF %	TWh
WINDSCALE AGR	24	120	1962-08-09	1981-04-03	59.8	3.26
HUNTERSTON 2-1	490	1496	1976-01-31	2021-11-26	68.7	145.05
HINKLEY POINT 2-2	480	1494	1976-02-01	2022-07-06	73.2	146.1
HINKLEY POINT 2-1	485	1494	1976-09-24	2022-08-01	76.4	149.75
HUNTERSTON 2-2	495	1496	1977-03-27	2022-01-07	69.7	142.17
DUNGENESS 2-1	545	1500	1982-12-23	2021-06-07	42.1	94.58
HEYSHAM 1-1	485	1500	1983-04-06	pracuje	67.2	113.28
HARTLEPOOL 1-1	590	1500	1983-06-24	pracuje	68.4	122.26
HEYSHAM 1-2	575	1500	1984-06-03	pracuje	66.3	109.42
HARTLEPOOL 1-2	595	1500	1984-09-09	pracuje	70.0	116.92
DUNGENESS 2-2	545	1500	1985-12-04	2021-06-07	47.8	99.59
TORNESS-1	595	1623	1988-03-25	pracuje	74.8	132.03
HEYSHAM 2-1	620	1550	1988-06-23	pracuje	78.1	137.77
HEYSHAM 2-2	620	1550	1988-11-01	pracuje	77.4	134.93
TORNESS-2	605	1623	1988-12-23	pracuje	74.6	129.77

Tabela 9. Reaktory AGR [35]

Z 15 uruchomionych reaktorów AGR aż 8 działa do chwili obecnej. Pracują one w elektrowniach Heysham 1, Heysham 2, Hartlepool oraz Torness, należących do EdF. Pierwotne plany zakładały wyłączenie elektrowni Hartlepool oraz Heysham 1 w roku 2024, natomiast Heysham 2 oraz Torness w roku 2028. Jednak przeprowadzone w roku 2022 szczegółowe inspekcje rdzeni reaktorów wykazały, że są one w dobrym stanie i mogą pracować jeszcze przez dłuższy czas, spełniając wszystkie wymagania operacyjne [41]. W związku z tym podjęta została decyzja o dofinansowaniu tych elektrowni i przedłużeniu eksploatacji Hartlepool oraz Heysham 1 do końca 2026 roku, z opcją dodania kolejnych 12 miesięcy. Wobec nacisków politycznych związanych z obniżaniem emisji CO₂ jest możliwe, że reaktory te pracować będą znacznie dłużej.

4.1.3 Reaktory UNGG

Trzecią grupą grafitowych reaktorów energetycznych z moderatorem grafitowym i chłodzeniem gazowym, były rozwijane we Francji reaktory UNGG (Uranium Naturel Graphite Gaz). Powstawały one równocześnie z brytyjskimi reaktorami MAGNOX, ale francuskie prace prowadzone były niezależnie od brytyjskich. Podobnie za to jak w Wielkiej Brytanii, główną początkową motywacją ich rozwijania była produkcja plutonu. Rzeczywiście, rozwój francuskiej broni jądrowej związany był początkowo z plutonem wytwarzanym w tych reaktorach. Jednak kolejne konstrukcje miały pracować jako reaktory energetyczne i dlatego ich omówienie umieszczono w tej części opracowania. Pierwszy z reaktorów tego typu, G-1 wybudowany w Marcoule różnił się znacząco od następnych, bowiem był on chłodzony powietrzem, a jego geometria była zbliżona do amerykańskiego reaktora X-10, ewentualnie do brytyjskich GLEEP lub BEPO. Pozostałe reaktory UNGG były już chłodzone CO₂. Tabela 10 przedstawia podstawowe dane wszystkich powstałych reaktorów, łącznie z G-1 oraz jednostką wybudowaną w Hiszpanii.

Reaktor	Kraj	MW _e	MW _{th}	Od	Do	LF %	TWh
MARCOULE G-1	Francja	2	46	1956-01-07	1968-10-15	-	0.06
MARCOULE G-2	Francja	39	260	1958-07-21	1980-02-02	-	0.85
MARCOULE G-3	Francja	40	260	1959-06-11	1984-06-11	75.10	10.05
CHINON A-1	Francja	70	300	1962-09-16	1973-04-16	-	2.97
CHINON A-2	Francja	180	800	1964-08-17	1985-06-14	71.1	24.88
CHINON A-3	Francja	360	1170	1966-03-01	1990-06-15	40.5	30.55
ST. LAURENT A-1	Francja	390	1650	1969-01-07	1990-04-18	58.6	45.30
ST. LAURENT A-2	Francja	465	1475	1971-07-04	1992-05-27	54.1	46.92
VANDELLOS-1	Hiszpania	480	1670	1972-02-11	1990-07-31	70.40	53.63
BUGEY-1	Francja	540	1954	1972-03-21	1994-05-27	53.2	55.33

Tabela 10. Reaktory UNGG [35]

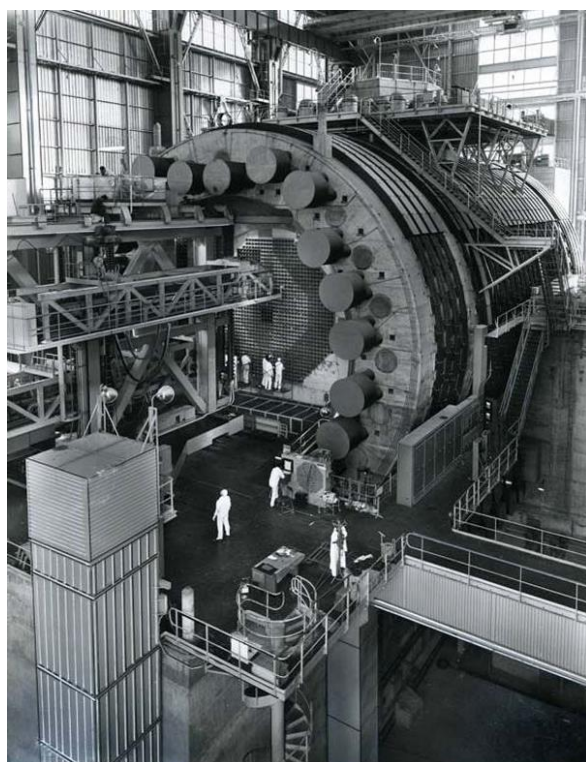
4.1.3.1 Konstrukcje reaktorów UNGG

Reaktory UNGG porównywane są często z brytyjskimi reaktorami MAGNOX, ale główne podobieństwo polegało na użyciu grafitu jako moderatora, CO₂ jako chłodziwa i uranu naturalnego jako paliwa. Inne były jednak koszulki paliwowe, bo zamiast stopu MgAl w reaktorach francuskich używano stopu MgZr.

Konstrukcje francuskich reaktorów były mocno zróżnicowane i poza dwiema parami podobnych do siebie jednostek G-2 i G-3 oraz SLA-1 i SLA-2 (a także hiszpański Vandelos-1), w zasadzie wszystkie były prototypami.

Reaktory **G-2** i **G-3** budowane w **Marcoule** miały przede wszystkim wytwarzać pluton, ale były wyposażone w wytwornice pary, pozwalające na wykorzystanie generowanego ciepła do wytwarzania energii elektrycznej. Ich grafitowe rdzenie miały postać ułożonego poziomo walca o długości 34 m i średnicy 20 m, przez który przechodziło 1200 poziomych kanałów paliwowych oraz 51 pionowych kanałów dla prętów sterujących i wyłączeniowych. Masa

grafitu w rdzeniu wynosiła 1300 ton. Rdzeń otoczony był zbiornikiem ciśnieniowym o grubości 3 m, wykonanym ze sprężonego betonu. Chłodziwem był CO_2 , przepływający przez kanały paliwowe pod ciśnieniem 1.5 MPa, a wytwornice pary znajdowały się poza zbiornikiem [42]. Ze względu na niskie temperatury grafitu, wynoszące od 140°C do 400°C , w reaktorach tych pojawiały się problemy z jego pęcznieniem, co wpłynęło na wstępne oszacowanie czasu życia reaktorów na 10 lat. Później czas ten wydłużono do 15 lat, a ostatecznie pracowały one 21 i 22 lata. Z drugiej strony, przez cały czas życia, reaktory te nie były poddawane procesowi wyżarzania [43]. Paliwem stosowanym początkowo w reaktorach G-2 i G-3 był stop uranu o nazwie SICRAL ($\text{U}+\text{Al}+\text{Fe}+\text{Cr}+\text{Si}$), a później stop uranu zawierający od 0.5% do 1.1% Mo. W przypadku paliwa opartego na uranie metalicznym stosowanie stopów okazuje się konieczne ze względu na przemiany fazowe zachodzące w temperaturach między 675°C a 778°C , prowadzące do osłabienia i uszkodzeń elementów paliwowych. Stop UMo częściowo zapobiegał tym problemom i poprawiał własności mechanicznych paliwa, ale efekty związane z pełzaniem elementów paliwowych pojawiały się cały czas.



Rys. 21 Reaktor G-2 w Marcoule [42]

Kolejne trzy reaktory wybudowane w **Chinon** miały być już jednostkami energetycznymi o stopniowo powiększanej mocy. Dwa pierwsze, **CHA-1** i **CHA-2**, miały stalowe zbiorniki ciśnieniowe, natomiast zbiornik **CHA-3** był wykonany ze sprężonego betonu. Rdzenie wszystkich trzech reaktorów miały układ pionowych walców z pionowymi kanałami paliwowymi. Ich masy wynosiły odpowiednio 1120 ton, 1650 ton i 2350 ton. Chłodziwem był CO_2 pod ciśnieniem 2.5 MPa, płynący przez rdzeń z dołu do góry. Reaktory pracowały przy temperaturach grafitu podobnych do stosowanych w reaktorach G-2 i G-3, z tym, że dolny limit był nieco wyższy i wynosił odpowiednio 150°C , 190°C i 240°C . To niewielkie zwiększenie

temperatury grafitu powodowało mniejsze problemy z jego pęcznieniem i z gromadzeniem energii Wignera.

Reaktory w Chinon, podobnie jak reaktory w Marcoule, miały wytwornice pary zlokalizowane poza zbiornikami ciśnieniowymi, a w związku z tym konieczne były dość długie orurowania służące do transportu chłodziwa. Były one wykonane ze stali, a to powodowało problemy z korozją powodowaną przez CO₂ przy temperaturach powyżej 330°C.

Paliwem stosowanym w tych reaktorach był stop uranu z molibdenem, taki jak używano ostatecznie w reaktorach G-2 i G-3.

Następną generację rozwojową stanowiły reaktory **SLA-1** i **SLA-2** oraz wybudowany w Hiszpanii **Vandellos-1**, będący w zasadzie kopią SLA-2. Były one pomyślane jako ewolucja projektu UNGG w zakres mocy 400-600 MWe. Reaktory te miały zbiorniki ciśnieniowe ze sprężonego betonu oraz pionowy układ rdzenia, ale przepływ chłodziwa odbywał się odwrotnie niż w Chinon, czyli z góry na dół. Podobne jak w Chinon były zarówno masy rdzenia, równe 2572 i 3440 ton, jak i ciśnienia CO₂ (2.8 MPa). Nieco wyższy był zakres temperatur grafitu, bo wynosił od 240°C do 440°C, co wynikało z doświadczeń z eksploatacją reaktora CH-3.

Najważniejszą różnicą pomiędzy tą generacją reaktorów, a poprzednią, było umieszczenie wytwornic pary wewnątrz zbiornika reaktora pod rdzeniem, co rozwiązywało problemy z różnicą ciśnień w przewodach doprowadzających chłodziwo.

Ostatnim reaktorem UNGG był **Bugey-1**, który miał być demonstratorem technologii reaktorów energetycznych o mocach rzędu 1 GWe. Podobnie jak SLA-1 i 2 miał on zbiornik ciśnieniowy z betonu sprężonego, pionowy rdzeń o masie grafitu 2039 ton i chłodzenie CO₂ o przepływie z góry na dół. Również tu zastosowano wytwornice pary umieszczone wewnątrz zbiornika reaktora. Temperatury grafitu mieściły się w zakresie od 220°C do 450°C, a więc były niemal takie same jak w reaktorach SLA, natomiast wyższe było ciśnienie chłodziwa, wynoszące 4.3 MPa [44].

Jako paliwo stosowany był stop SICRAL, ale zmieniona została konstrukcja elementów paliwowych, które w centralnej części miały grafitową wkładkę, a część zewnętrzna wykonana ze stopu MgZr miała podłużne żebrowania, poprawiające odbiór ciepła [43].

Doświadczenia eksploatacyjne z reaktorami UNGG pozwalały przypuszczać, że technologia ta może stać się podstawą budowy kolejnych reaktorów energetycznych i w roku 1967 rozpoczęto budowę kolejnego reaktora UNGG w Fessenheim, ale prace zostały przerwane pod koniec 1968 roku ze względu na rosnące przekonanie, że lepsze perspektywy wiązać można z technologią PWR. W szczególności chodzi tu o reaktor PWR Chooz-A, którego budowę rozpoczęto w roku 1962, a który rozpoczął pracę komercyjną w kwietniu 1967 roku. W następstwie decyzji o porzuceniu technologii GCR (UNGG), w Fessenheim w latach 1971/72 rozpoczęto budowę dwóch reaktorów PWR na licencji Westinghouse'a (model CP0, 900 MWe), które zapoczątkowały późniejszy rozwój francuskiej energetyki jądrowej i stały się podstawowym modelem, na podstawie którego powstały 34 jednostki.

4.1.3.2 Wypadki reaktorów UNGG

Według francuskich danych, doświadczenia eksploatacyjne odnoszące się do reaktorów UNGG obejmują 145 reaktoro-lat przy generalnie dobrych współczynnikach dostępności i współczynnikach wykorzystania mocy. Niemniej jednak, w trakcie eksploatacji zdarzyło się kilka wypadków, które powodowały konieczność zatrzymania pracy i przeprowadzania napraw, co jednak w przypadku jednostek prototypowych, budowanych bez wcześniejszych doświadczeń nie jest wynikiem złym. Ponieważ wypadki francuskich reaktorów UNGG wchodzą do statystyk wszystkich francuskich wypadków jądrowych, warto je po krótko przypomnieć.

14 lipca 1966 r. Marcoule G-2

Niewłaściwe wskazania czujnika ciśnienia CO₂ podczas rozruchu reaktora doprowadziły do wykonywania operacji przy zbyt niskim ciśnieniu, skutkującej uszkodzeniem koszulek paliwowych w 11 kanałach paliwowych. Do stopienia rdzenia nie doszło, bowiem temperatura topnienia uranu (1132°C) nie została przekroczona, ale przekroczono temperaturę topnienia stopu MgZr (660°C). Wypadek nie miał wpływu na środowisko, ani nie spowodował konieczności wyłączenia reaktora. Pokazał jednak, że margines między temperaturą roboczą paliwa a limitem termicznym koszulek paliwowych jest zbyt mały.

10 października 1969 r. SLA-1

Błąd techniczny spowodował, że grafitowy cylinder używany w celach pomiarowych dostał się do kanału paliwowego blokując przepływ chłodziwa. Następstwem tego było stopienie dwóch świeżych elementów paliwowych. Wypadek nie miał wpływu na środowisko, ale spowodował wyłączenie reaktora na rok. W skali INES zdarzeniu przypisano poziom 4 (wypadek z lokalnymi konsekwencjami).

13 lutego 1980 r. SLA-1

Uszkodzenia korozyjne termopar spowodowały błędny pomiar temperatury gazu przy wyjściu z rdzenia podczas rozruchu reaktora. Niewłaściwa reakcja operatora połączona nietypowymi warunkami pracy spowodowała stopienie koszulek w 33 kanałach paliwowych. Wypadek nie miał wpływu ani na działanie reaktora ani na środowisko.

13 marca 1980 r. SLA-2

Płyta zabezpieczająca rury pomiarowe została oderwana przez CO₂ i zablokowała kanał, powodując stopienie trzech elementów paliwowych. Reaktor został wyłączony z eksploatacji na 2 lata w celu usunięcia stopionego uranu i zainstalowania filtrów przy wyjściu z rdzenia. W skali INES zdarzeniu przypisano poziom 4 (wypadek z lokalnymi konsekwencjami).

Zebrane doświadczenia eksploatacyjne pokazały, że przy niskich temperaturach pracy występują problemy z deformacjami grafitu, a skuteczna metoda zapobiegania ich powstawaniu polega na zwiększeniu minimalnej temperatury grafitu. Z drugiej strony, zwiększenie temperatury chłodziwa powoduje problemy związane z korozją stali. Z tego względu poziomy mocy niektórych reaktorów były po pewnym czasie obniżane.

4.1.4 Doświadczenia eksploatacyjne reaktorów GCR

Niemal 70 lat eksploatacji reaktorów grafitowych chłodzonych gazem dostarczyło wielu praktycznych doświadczeń, pozwalających na wyciąganie wniosków odnośnie plusów i minusów technologii GCR. Doświadczenia te obejmują zarówno kwestie operacyjne, zagadnienia bezpieczeństwa, jak i problematykę związaną ze stosowanymi materiałami, a w szczególności grafitem, chłodziwami gazowymi, paliwem jądrowym, ale także betonem.

Najważniejszym powodem stosowania moderatora grafitowego była możliwość pracy reaktora na uranie naturalnym, co miało kluczowe znaczenie w początkowym okresie rozwoju technologii, kiedy najważniejszym zadaniem była produkcja plutonu dla celów militarnych. Szybki postęp prac bezpośrednio po II Wojnie Światowej spowodował rozwój innych typów reaktorów umożliwiających produkcję plutonu (np. ciężkowodnych), jak też pozwolił na znacznie szersze stosowanie paliwa wzbogaconego, ale pomimo tego większość plutonu cały czas wytwarzana była w reaktorach grafitowych. Reaktory wytwarzające pluton pracowały zwykle w stosunkowo niskich temperaturach, co powodowało problemy z gromadzeniem energii Wignera oraz z odkształceniami grafitu. Zdobyte doświadczenia pozwoliły jednak na ustalenie właściwych procedur eksploatacyjnych, dzięki którym zarówno problem energii Wignera jak i trudności związane z pęcznieniem grafitu zostały praktycznie opanowane. Nie bez znaczenia dla tych sukcesów były również postępy związane z produkcją grafitu jądrowego.

Stopniowe przenoszenie środka ciężkości zainteresowania z zastosowań militarnych na wytwarzanie energii spowodowało, że reaktory zaczęły pracować w wyższych temperaturach i przy wyższych poziomach mocy. To z kolei powodowało problemy związane zarówno z możliwością utleniania grafitu, korozją elementów konstrukcyjnych oraz uszkodzeniami koszulek paliwowych i samego paliwa. Duże obawy związane były z możliwością pożaru grafitu, czy wybuchu pyłu grafitowego. Jednak zarówno prowadzone badania jak i praktyczne doświadczenia eksploatacyjne wykazały, że proces pożaru grafitu, ze względu na jego budowę krystaliczną, ma charakter żarzenia się jego powierzchni, ale zapłon nie następuje. Podobnie też, nie następuje wybuch pyłu grafitowego, pomimo że wybuchy pyłu węglowego zdarzają się i są bardzo groźne w skutkach.

Eksploatacja reaktorów z moderatorem grafitowym chłodzonych gazem wiązała się z problemami utleniania grafitu, co prowadziło do ubytków części materiału rdzenia. Jednocześnie pojawiały się problemy związane z korozją stali konstrukcyjnej oraz koszulek elementów paliwowych, wzmacniane przez wpływ stosowanych dodatków do chłodziwa, mających zapobiegać degradacji grafitu. Problemy były większe w przypadku chłodzenia powietrzem, gdzie dodatkowo dochodziło zagrożenie związane z zapłonem metalicznego uranu w przypadku uszkodzeń koszulek paliwowych, ale niemal wszystkie reaktory energetyczne chłodzone były dwutlenkiem węgla. W związku z tym zdobyto duże doświadczenia z ograniczaniem problemów związanych z korozją w reaktorach grafitowych chłodzonych CO₂. Stosowane rozwiązania początkowo polegały na obniżaniu temperatury pracy, co stosowane było głównie w starszych reaktorach MAGNOX, jednak później – szczególnie w reaktorach AGR – stosowano inne stale konstrukcyjne i inne koszulki elementów paliwowych, co pozwoliło na znaczące podniesienie temperatury pracy. Stosowanie odpowiednich dodatków do chłodziwa (metan, woda, tlenek węgla) pozwoliło na ograniczenie problemów utleniania

grafitu w rdzeniu oraz odkładania się depozytów węglowych na powierzchniach elementów paliwowych.

Szeroki zakres prac badawczych prowadzonych w związku z uszkodzeniami grafitu na skutek przebywania w strumieniu neutronów prędkich, pozwolił – w szczególności w przypadku reaktorów AGR – na ustalenie zarówno optymalnego doboru rodzajów grafitów jądrowych jak też odpowiednich parametrów eksploatacyjnych, pozwalających na wieloletnią bezpieczną pracę. Doświadczenia zdobyte podczas eksploatacji reaktorów GCR traktowane być mogą jako znaczący wkład do rozwoju technologii reaktorów wysokotemperaturowych.

Ponad pół wieku eksploatacji reaktorów GCR pozwoliło na zebranie bardzo dużych ilości danych związanych z różnymi aspektami pracy reaktorów grafitowych chłodzonych gazem. Ich podstawową zaletą, dzięki której technologia się rozwinęła, była możliwość pracy na uranie naturalnym i stosunkowo wygodna produkcja plutonu. Jednak w odniesieniu do reaktorów energetycznych, oznacza to niską głębokość wypalenia paliwa, a więc duże ilości generowanych odpadów wysokoaktywnych. Rozwiązaniem zastosowanym w reaktorach AGR było użycie paliwa wzbogaconego, co pozwoliło zwiększyć głębokość wypalenia, a więc i zredukować ilość odpadów. Jednak w przypadku reaktorów GCR odpadem jest również napromieniony grafit, wymagający odpowiedniego procesu likwidacji reaktora po zakończeniu eksploatacji.

Ponieważ długość spowalniania w moderatorze grafitowym jest niemal 3 razy większa niż w wodzie, rdzenie reaktorów grafitowych są znacznie większe od rdzeni reaktorów LWR. Tym samym reaktory z moderatorem grafitowym są znacznie większe niż najpowszechniejsze reaktory PWR i pracują ze znacznie niższymi gęstościami mocy. Jest to oczywiście postrzegane jako wada, gdyż odbija się na kosztach budowy, ale oznacza to również, że mają one znacznie większą bezwładność cieplną i zapewniają większe zabezpieczenie przed wypadkami termicznymi, które w przypadku reaktorów LWR mogłyby prowadzić do uszkodzenia rdzenia. Ponieważ grafit wytrzymuje bardzo wysokie temperatury i jednocześnie dobrze przewodzi ciepło, w sytuacji awaryjnego wyłączenia reaktora ciepło powyłłączeniowe może być skutecznie odprowadzane, nawet w przypadku wypadku typu LOCA.

W analizach bezpieczeństwa reaktorów GCR wskazuje się często, że nie mają one dodatniego współczynnika reaktywności pustki (void reactivity coefficient). Ucieczka chłodziwa z reaktora GCR nie powoduje zwiększenia reaktywności, bo chłodziwo praktycznie nie pochłania neutronów. W reaktorze wodnym powstanie lokalnej przestrzeni parowej oznacza zwiększenie reaktywności, bo gęstość absorbenta (wodoru) spada o rzędy wielkości. Przypadek ten w reaktorze PWR nie jest może bardzo groźny – jeśli chodzi o sam wpływ na reaktywność – bo oznacza jednocześnie ucieczkę moderatora, ale już w reaktorze RBMK może być bardzo niebezpieczny.

Niewątpliwą zaletą reaktorów gazowych, a w szczególności AGR, jest możliwość stosowania wysokich temperatur chłodziwa na wyjściu z rdzenia, które osiągać mogą 650°C. Takie temperatury pozwalają na wytwarzanie pary o temperaturze ok. 550°C przy ciśnieniu ok. 17 MPa, a więc znacznie lepiej niż w obiegu pary reaktorów PWR (280°C, 7.5 MPa). Wpływa to oczywiście korzystnie na sprawność cyklu Rankine'a, ale również daje możliwości bezpośredniego stosowania gazu wysokotemperaturowego jako źródła ciepła procesowego.

Problemy pojawiające się w reaktorach GCR dotyczą przede wszystkim zachowania grafitu poddanego działaniu neutronów prędkich. Z jednej strony skutkować to może gromadzeniem energii Wignera, która sprawiać może kłopoty nawet na etapie likwidacji reaktora, a z drugiej prowadzi do pęcznienia, zmian wymiarów geometrycznych, a także pęknięć grafitowych elementów konstrukcyjnych. Wieloletnie badania i zebrane doświadczenia eksploatacyjne wskazują, że właściwie dobrane parametry materiałowe grafitu, jak i prawidłowe warunki pracy – w szczególności w odniesieniu do temperatur grafitu oraz stosowanych dodatków do chłodziwa – mogą tym problemom skutecznie zapobiegać. Badania prowadzone w Wielkiej Brytanii nad zachowaniem grafitowych elementów konstrukcyjnych wskazały, że obserwowane zmiany wymiarów lub wyboczenia nie powodują zablokowania ani kanałów paliwowych ani kanałów prętów sterujących nawet w sytuacji nadzwyczajnej związanej z jednoczesnym trzęsieniem ziemi [45]. Ustalono również, że pojawiające się z czasem pęknięcia elementów rdzenia nie stanowią zagrożenia konstrukcyjnego, a reaktor taki może być bezpiecznie eksploatowany przynajmniej przez 40 lat.

Obserwowane odchodzenie od technologii reaktorów gazowych (AGR) wynika zapewne z dwóch podstawowych powodów:

1. czas życia takich reaktorów wynoszący 40 lat jest jednak znacznie krótszy od projektowego czasu życia reaktorów LWR, który obecnie wynosi 60 lat.
2. jednostkowe koszty budowy reaktorów AGR są wyższe niż reaktorów LWR.

Zapewne nie bez znaczenia jest też fakt, że zalety reaktorów AGR polegające na osiągnięciu wyższych temperatur (i wyższych sprawności) są obecnie przedmiotem zainteresowania projektów związanych z rozwojem reaktorów wysokotemperaturowych. Jest więc możliwe, że technologia reaktorów AGR zostanie za parę lat wygaszona, ale prace nad reaktorami wysokotemperaturowymi będą cały czas korzystać z jej doświadczeń.

4.2 Reaktory RBMK

Reaktory RBMK klasyfikowane są zwykle jako LWGR (Light Water Cooled Graphite Moderated Reactor). Taka klasyfikacja nie jest jednak całkiem prawidłowa, bowiem reaktory produkujące pluton w Hanford Site też były moderowane grafitem i chłodzone wodą. Różnica polega oczywiście na tym że reaktory RBMK są przy tym reaktorami wrzącymi, czyli przepływ chłodziwa jest w ich przypadku dwufazowy. Konstrukcja taka jest potencjalnie bardzo niebezpieczna ze względu na dodatni współczynnik reaktywności pustki (void coefficient), a reaktory takie budowane były wyłącznie w Związku Radzieckim. Nie są to co prawda reaktory chłodzone gazem, czyli nie mieszczą się w głównej linii niniejszego opracowania, jednak jako reaktory energetyczne z moderatorem grafitowym, wydają się warte przedstawienia. Choćby ze względu na katastrofę z 1986 roku.

Pierwszy reaktor RBMK typu **AM-1** uruchomiony został w Obnińsku w roku 1954 jako pierwsza na świecie jednostka dostarczająca energię elektryczną do sieci. Miał on niewielką moc wynoszącą 5 MWe i w związku z tym często jest pomijany w historycznych zestawieniach, gdzie jako pierwszą komercyjną elektrownię jądrową wymienia się Calder Hall w Wielkiej Brytanii. Dziesięć lat później w Biełojarsku uruchomiony został reaktor typu **AMB-100** o mocy 102 MWe, a trzy lata później reaktor typu **AMB-200** o mocy 146 MWe.

W roku 1973 w elektrowni Sosnowy Bor koło Leningradu uruchomiony został pierwszy duży reaktor typu **RBMK-1000**, a więc takiego, jaki znamy z katastrofy w Czarnobylu. W sumie reaktorów takich wybudowano 15 i był to najczęściej eksploatowany model reaktora RBMK.

Reaktor	Kraj	Model	Gen	MW _e	MW _{th}	Od	Do
APS-1 OBNINSK	Rosja	AM-1	-	5	30	1954-05-06	2002-04-29
BELOYARSK-1	Rosja	AMB-100	-	102	286	1963-09-01	1983-01-01
BELOYARSK-2	Rosja	AMB-200	-	146	530	1967-10-10	1990-01-01
LENINGRAD-1	Rosja	RBMK-1000	I	925	3200	1973-09-12	2018-12-22
BILIBINO-1	Rosja	EGP-6	-	11	62	1973-12-11	2019-01-14
BILIBINO-2	Rosja	EGP-6	-	11	62	1974-12-07	pracuje
LENINGRAD-2	Rosja	RBMK-1000	I	925	3200	1975-05-06	2020-11-10
BILIBINO-3	Rosja	EGP-6	-	11	62	1975-12-06	pracuje
KURSK-1	Rosja	RBMK-1000	I	925	3200	1976-10-25	2021-12-19
BILIBINO-4	Rosja	EGP-6	-	11	62	1976-12-12	pracuje
CHERNOBYL-1	Ukraina	RBMK-1000	I	740	3200	1977-08-02	1996-11-30
CHERNOBYL-2	Ukraina	RBMK-1000	I	925	3200	1978-11-17	1991-10-11
KURSK-2	Rosja	RBMK-1000	I	925	3200	1978-12-16	pracuje
LENINGRAD-3	Rosja	RBMK-1000	II	925	3200	1979-09-17	pracuje
LENINGRAD-4	Rosja	RBMK-1000	II	925	3200	1980-12-29	pracuje
CHERNOBYL-3	Ukraina	RBMK-1000	II	925	3200	1981-06-02	2000-12-15
SMOLENSK-1	Rosja	RBMK-1000	II	925	3200	1982-09-10	pracuje
KURSK-3	Rosja	RBMK-1000	II	925	3200	1983-08-09	pracuje
IGNALINA-1	Litwa	RBMK-1500	II	1185	4800	1983-10-04	2004-12-31
CHERNOBYL-4	Ukraina	RBMK-1000	II	925	3200	1983-11-26	1986-04-26
SMOLENSK-2	Rosja	RBMK-1000	II	925	3200	1985-04-09	pracuje
KURSK-4	Rosja	RBMK-1000	II	925	3200	1985-10-31	pracuje
IGNALINA-2	Litwa	RBMK-1500	II+	1185	4800	1986-12-01	2009-12-31
SMOLENSK-3	Rosja	RBMK-1000	III	925	3200	1989-12-29	pracuje
CHERNOBYL-5	Ukraina	RBMK-1000	budowa przerwana w 1988 r.				
CHERNOBYL-6	Ukraina	RBMK-1000	budowa przerwana w 1988 r.				
IGNALINA-3	Litwa	RBMK-1500	budowa przerwana w 1988 r.				
IGNALINA-4	Litwa	RBMK-1500	budowa przerwana w 1988 r.				
KOSTROMA-1	Rosja	RBMK-1500	budowa przerwana w 1990 r.				
KOSTROMA-2	Rosja	RBMK-1500	budowa przerwana w 1990 r.				
KURSK-5	Rosja	RBMK-1000	budowa przerwana w 2012 r.				
KURSK-6	Rosja	RBMK-1000	budowa przerwana w 1993 r.				
SMOLENSK-4	Rosja	RBMK-1000	budowa przerwana w 1993 r.				

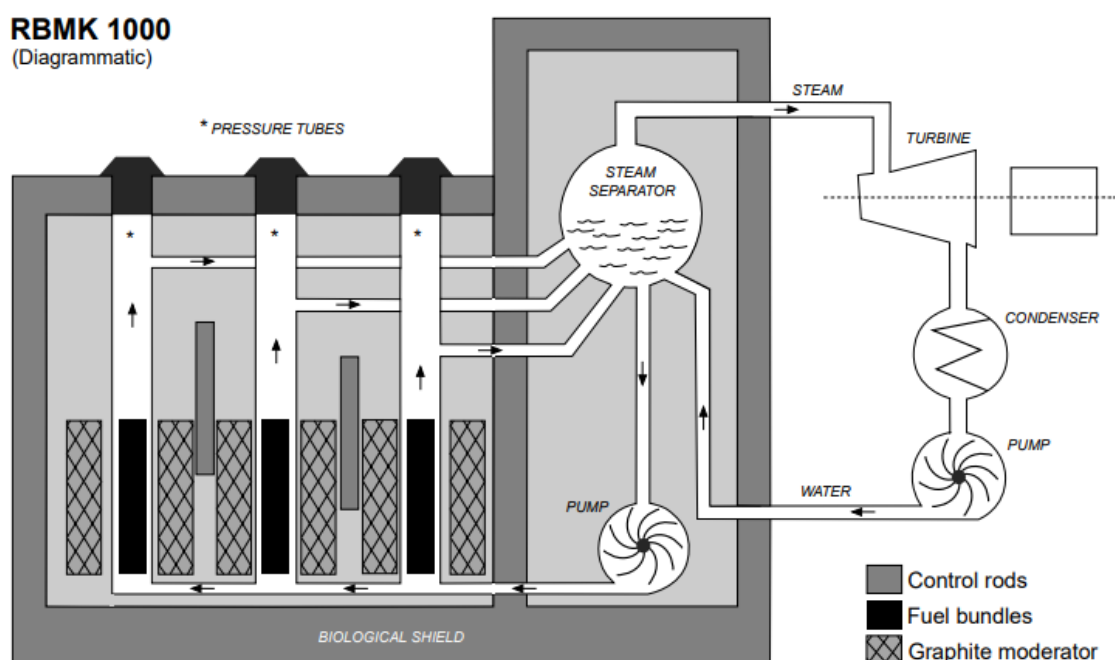
Tabela 11. Reaktory RBMK [35]

Poza wymienionymi reaktorami, w Bilibino na Czukotce uruchomiono jeszcze 4 reaktory **EGP-6**, będące zminiaturyzowaną wersją RBMK-1000 o mocy 11 MWe, a w Ignalinie na Litwie wybudowano dwie jednostki **RBMK-1500**. Zestawienie wszystkich uruchomionych reaktorów RBMK przedstawia tabela 11. Obejmuje ono również reaktory, których budowa albo była planowana, albo już się rozpoczęła, ale została przerwana.

Z powyższego zestawienia wynika, że najważniejsze są przede wszystkim duże reaktory energetyczne RBMK-1000 i RBMK-1500. Poza nimi projektowane były jeszcze większe jednostki RBMK-2000, ale ich budowa się nie rozpoczęła. Reaktory RBMK są zwykle dzielone na trzy generacje, które w tabeli podane są w kolumnie **Gen.** Związane one były ze zmieniającymi się przepisami dotyczącymi bezpieczeństwa reaktorów jądrowych i – jak widać – wprowadzane były jeszcze przed 1986 rokiem. Katastrofa czarnobylska wymusiła wprowadzenie wielu zmian konstrukcyjnych w działających reaktorach, ale te nie są już specjalnie oznaczane. W przypadku reaktora IGNALINA-2 zastosowane zostały dodatkowe rozwiązania, wykraczające poza standard generacji II, stąd jest ona oznaczona jako II+.

4.2.1 Konstrukcja reaktora RBMK

Reaktor RBMK jest reaktorem typu kanałowego, pracujący na paliwie lekkowzbogaconym, w którym grafit jest używany jako moderator, a chłodziwem jest lekka woda, krążąca przez pionowe ciśnieniowe kanały paliwowe. Uproszczony schemat reaktora przedstawia rysunek 22.



Rys. 22 Schemat reaktora RBMK [46]

Woda o temperaturze 265-270°C i ciśnieniu 6.9 MPa wchodzi od dołu do kanałów paliwowych, gdzie jest ogrzewana i zamienia się w parę, która powyżej aktywnej części rdzenia jest zbierana i trafia do separatora pary. Zebrana w nim para nasycona o temperaturze 284°C i ciśnieniu

6.5 MPa jest kierowana na turbiny, a kondensat odbierany ze skraplacza jest po ogrzaniu kierowany do dolnej części separatora pary i dalej na wejścia kanałów paliwowych.

Grafitowy rdzeń reaktora pełni rolę moderatora i zawiera elementy paliwowe, chłodziwo, kanały paliwowe i pręty sterujące. Ma on kształt ustawionego pionowo walca o średnicy 11.8 m i wysokości 7 m i jest otoczony grafitowym reflektorem radialnym o grubości 1 m oraz reflektorami aksjalnymi o grubości 0.5 m. Wokół reflektora radialnego znajduje się pierścieniowy zbiornik z wodą o grubości 1.2 m. Masa grafitu w rdzeniu wynosi 1700 ton, a uranu ok. 190 ton. Parametry te reaktorach RBMK-1000 i RBMK-1500 są bardzo podobne. Zarówno reaktor jak i elementy związane z obiegiem pary umieszczone są w żelbetowej studni o głębokości 25.5 m.

Przez rdzeń przechodzą pionowe rury ciśnieniowe kanałów paliwowych o średnicy zewnętrznej 8.8 cm i grubości ściany 4 mm. Pierwsza generacja reaktorów miała 1693 kanałów paliwowych i 170 kanałów prętów sterujących, a druga 1661 kanałów paliwowych i 211 kanałów prętów sterujących. Rury kanałów składają się z trzech części: centralnej, znajdującej się w aktywnym obszarze rdzenia i wykonanej ze stopu cyrkonu, oraz dwóch końcowych, wykonanych ze stali nierdzewnej i połączonych ze stalowymi pokrywami reaktora. Każdy kanał paliwowy może zostać odizolowany od pozostałych, a wtedy możliwy jest przeładunek znajdującego się w nim zestawu paliwowego [47].

Woda chłodząca jest dostarczana do każdego kanału paliwowego od dołu. W początkowej części, na długości około 2.5 m od dna rdzenia następuje jej podgrzewanie do temperatury nasycenia, natomiast aktywny proces wrzenia zachodzi w części pozostałej, w której zawartość pary stopniowo wzrasta, osiągając średnio 14.5% na wyjściu z rdzenia. Sekcja ekonomizera kanału, w którym woda jest podgrzewana do temperatury nasycenia, znajduje się około 2,5 metra wysokości od dna rdzenia.

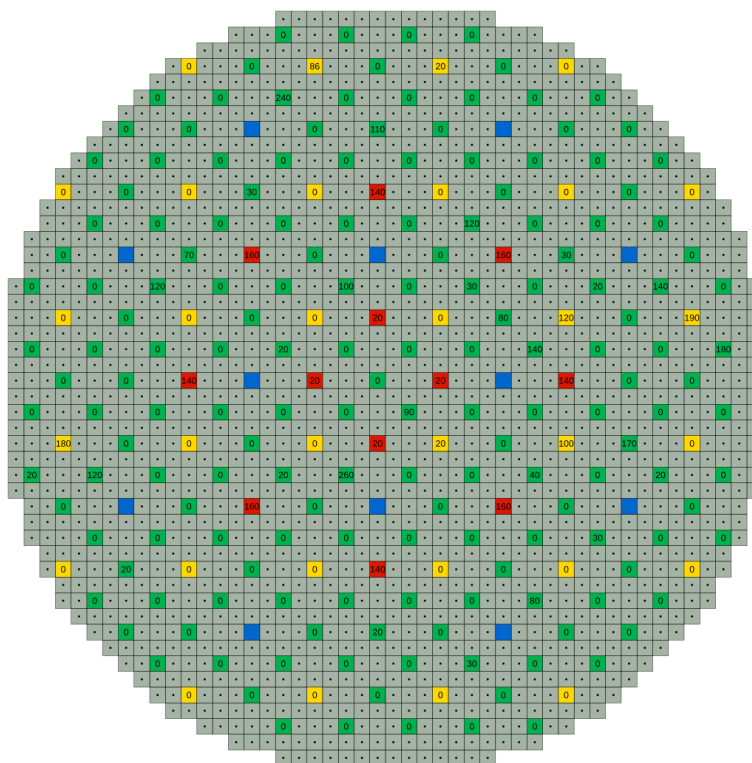
Sterowanie reaktora RBMK realizowane jest za pomocą prętów sterujących oraz elementów monitorujących, których układ, w porównaniu z innymi reaktorami dość skomplikowany, pokazano na rys. 23. Kanały systemu monitorowania i sterowania są zlokalizowane identycznie jak kanały paliwowe w centralnych otworach grafitowych kolumn rdzenia. Ze względu na ciepło wytwarzane w prętach sterujących, przez kanały te przepływa woda chłodząca, której układ chłodzenia jest niezależny od podstawowego układu działającego w przypadku prętów paliwowych. Woda chłodząca pręty sterujące przepływa od góry w dół kanałów, poruszając się wokół zewnętrznej i wewnętrznej powierzchni prętów, a jej temperatura wzrasta o 40-60°C.

Pręty sterujące podzielone są funkcjonalnie na 4 grupy:

- AZ pręty wyłączeniowe
- AR pręty automatycznej regulacji mocy
- RR pręty regulacji radialnego rozkładu mocy
- USP pręty regulacji aksjalnego rozkładu mocy

Pręty sterujące wykonane są z segmentów w postaci rur z węgliku boru, zamkniętych w uszczelnionej obudowie aluminiowej. Pręty pierwszych trzech wymienionych wyżej grup składają się z 5 segmentów o łącznej długości 512 cm i są wsuwane od góry, natomiast pręty ostatniej grupy składają się z trzech segmentów o łącznej długości 305 cm i są wsuwane od dołu. Stosowane pierwotnie pręty sterujące zakończone były końcówkami grafitowymi,

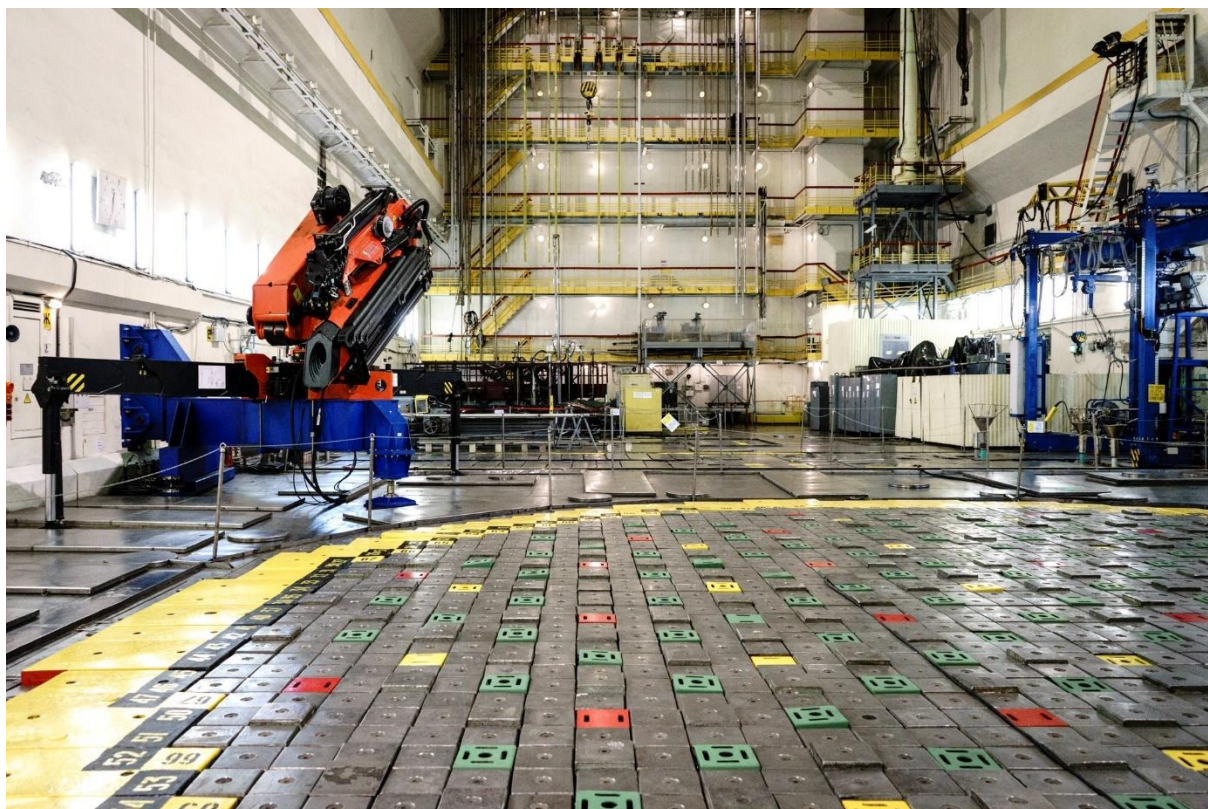
Poza kanałami prętów sterujących, w rdzeniu znajduje się również 12 kanałów zawierających 7-segmentowe elementy monitorujące (detektory emisji β), a w części peryferyjnej rdzenia w 4 kanałach umieszczone są komory rozszczepieniowe, wykorzystywane podczas rozruchu reaktora. Wspomniane wyżej detektory β znajdują się w obszarach odsuniętych od miejsc, w których zachodzi rozszczepienie, ale poza nimi detektory takie umieszczone są jeszcze w 117 kanałach paliwowych, w centralnych częściach zestawów paliwowych, dając bezpośrednią informację o rozszczepieniach. Elementami dostarczającymi informację o rozkładzie temperatury grafitu są trójstrefowe termopary, umieszczone w 20 kanałach.



	pręty AZ + RR	167
	pręty AR	12
	pręty USP	32
	detektory β	12
	kanały paliwowe	1661 lub 1691 (gen II)

Strona 67 z 124

i całkowitej 1003 cm, który przeładowywany jest w całości. Jeden zespół paliwowy zawiera 114.7 kg uranu. Standardowy czas przebywania zespołu paliwowego w kanale wynosi około 3 lat, a przeładunek, wykonywany przez maszynę przeładowniczą, odbywa się w czasie pracy reaktora. Rozwiązanie to jest bardzo wygodne i teoretycznie ułatwia produkcję plutonu, ale ze względu na długi czas przebywania paliwa w rdzeniu wytwarzany pluton ma wysoką zawartość izotopów niepożądanych z punktu widzenia zastosowań militarnych (^{240}Pu) i możliwość takiego wykorzystania jest dyskusyjna.



Rys. 24 Widok pokrywy reaktora w Leningradzkiej Elektrowni Jądrowej [49]

Ze względu na specyficzną konstrukcję, zakładającą występowanie dodatnich wartości współczynnika reaktywności pustki, sterowanie reaktorów RBMK jest stosunkowo trudne, bowiem w bardzo ograniczonym zakresie działają w nim mechanizmy naturalne, mogące być wykorzystane zarówno w pasywnych układach bezpieczeństwa jak i pasywnych mechanizmach sterowania. Dlatego też reaktor ma rozbudowane lokalne systemy zabezpieczeń i sterowania, których w przypadku RBMK-1000 było aż 12. Systemy te teoretycznie uniemożliwiały pracę w warunkach, w których reaktor mógł stać się niestabilny, ale mogły zostać ręcznie wyłączone. Właśnie takie wyłączenie było kolejnym działaniem, które doprowadziło do katastrofy w Czarnobylu.

4.2.2 Problemy reaktorów RBMK

Reaktory RBMK miały kilka poważnych problemów konstrukcyjnych, stwarzających duże zagrożenie w sytuacjach awaryjnych. Niektóre z nich zostały częściowo zredukowane w wyniku modyfikacji wprowadzonych po 1986 roku, ale całkowite ich wyeliminowanie w wielu wypadkach nie jest możliwe. Najpoważniejsze problemy przedstawiono poniżej.

Dodatni współczynnik reaktywności pustki (void coefficient)

Bez wątpienia najpoważniejszym problemem reaktorów RBMK jest dodatni współczynnik reaktywności pustki, powodujący wzrost reaktywności w przypadku odparowania wody z kanałów chłodzenia. Współczynnik pustki jest tylko jednym ze składników ogólnego mocowego współczynnika reaktywności, ale w przypadku tych reaktorów ma on charakter dominujący. Oznacza to, że pomimo ujemnych wartości temperaturowych współczynników reaktywności paliwa i moderatora, wzrost mocy prowadzić może do wzrostu reaktywności, co prowadzi do powstania bardzo niebezpiecznego dodatniego sprzężenia zwrotnego.

Decydujące znaczenie dla bezpieczeństwa ma tu wartość tego współczynnika, bowiem jeżeli przekroczy on $+\beta$ (efektywny udział neutronów opóźnionych), utracona zostanie możliwość sterowania, a reaktor będzie nadkrytyczny na neutronach natychmiastowych. W reaktorach pracujących przed modyfikacjami wprowadzonymi po katastrofie, maksymalna wartość tego współczynnika wynosiła $+4.5 \beta$.

Ponieważ największe problemy z dodatnią wartością współczynnika pojawiają się podczas pracy reaktora na niskim poziomie mocy, wprowadzone po katastrofie modyfikacje objęły:

- wprowadzenie 80-90 stałych absorberów neutronów, mających uniemożliwić pracę na niskim poziomie mocy
- zwiększenie wzbogacenia paliwa do 2.4%
- zwiększenie marginesu operacyjnego reaktywności (minimalna dopuszczalna ilość „równoważnych” prętów sterujących pozostających w rdzeniu podczas wszystkich operacji) z 26-30 do 43-48

Podjęte działania doprowadziły do obniżenia wartości współczynnika do $+0.7 \beta$.

Konstrukcja prętów sterujących

Początkowa konstrukcja prętów sterujących (poza prętami opuszczanymi automatycznie) zakładała wyposażenie je w dolnej części w końcówkę grafitową o długości 4.5 m. W warunkach normalnej pracy końcówka ta miała się znajdować mniej więcej w połowie wysokości rdzenia. Ale po wycofaniu prętów, spowodowanym na przykład przeciwdziałaniem efektowi zatrucia ksenonowego w operacji zmiany poziomu mocy, ponowne opuszczenie prętów powodowało zastąpienie wody w kanałach grafitem. Ponieważ woda pochłania neutrony znacznie silniej niż grafit, oznaczało to zwiększenie reaktywności w początkowej fazie operacji. Problem ten był dodatkowo wzmocniony przez stosunkowo wolne opuszczanie prętów. Ze względu na przepływ wody chłodzącej w kanałach prętów sterujących i stwarzany tym samym opór hydrauliczny, pręty były opuszczane z prędkością ok. 40 cm/s, a całkowity czas ich opuszczenia sięgał 21 sekund. Kolejny problem polegał na tym, że równie wolne było opuszczanie prętów wyłączeniowych, a operacje te były inicjowane przez operatora manualnie. Prętów regulacji automatycznej było tylko 12.

Modyfikacje wprowadzone po katastrofie objęły:

- usunięcie grafitowych końcówek prętów sterujących
- skrócenie czasu opuszczenia prętów wyłączeniowych do 12 sekund
- wprowadzenie systemu FAEP (Fast Acting Emergency Protection) pozwalającego na opuszczenie dodatkowych 24 prętów wyłączeniowych wprowadzających negatywną reaktywność -2β w czasie 2.5 s

Niestabilność przy niskich poziomach mocy

Ze względu na charakterystykę mocową współczynnika pustki, największy problem pojawiał się podczas pracy reaktora z niskim poziomem mocy, podczas którego stawał się on niestabilny.

Modyfikacje wprowadzone w następstwie katastrofy, mające na celu zapobieżenie pracy na niskim poziomie mocy polegały na zwiększeniu ilości stałych absorbentów, zwiększeniu wzbogacenia paliwa do 2.4% i zwiększeniu marginesu operacyjnego reaktywności.

Odpowiednie zmiany wprowadzone zostały również w systemie sterowania. Przewidują one wyłączenie reaktora jeżeli moc spada poniżej 700 MW_{th}, a także jeśli margines operacyjny reaktywności spada poniżej 30.

Reakcje chemiczne z parą wodną

W przypadku uszkodzenia rur kanałów chłodzenia para wodna mogła wchodzić w kontakt z rozgrzanym grafitem, powodując jego utlenianie połączone z generacją tlenu węgla i wodoru. Poza tym w temperaturach powyżej 860°C zachodzi egzotermiczna reakcja utleniania cyrkonu parą wodną, w wyniku której powstaje wodór. Podejrzewa się, że druga eksplozja, która nastąpiła w Czarnobylu, spowodowana była właśnie generacją wodoru.

Po katastrofie we wszystkich reaktorach (poza jednostką SMOLEŃSK-3) wymieniono wszystkie rury kanałów paliwowych. Wprowadzono też modyfikacje systemu awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS).

Brak obudowy bezpieczeństwa reaktora

Reaktory RBMK nie były wyposażone w klasyczną obudowę bezpieczeństwa. Umieszczenie reaktora w żelbetowej studni i nakrycie rdzenia grubą stalową płytą uważano za rozwiązanie wystarczające. Było to poniekąd uzasadnione, bo w przypadku reaktora kanałowego, musiałoby dojść do jednoczesnego rozszczelnienia kilkuset, a nawet ponad tysiąca kanałów, co uważano za niemożliwe. Rzeczywistość pokazała jednak, że te opinie nie były uzasadnione.

Możliwość ręcznego wyłączenia zabezpieczeń reaktora

Trudne warunki pracy reaktora wymagają stosowania rozbudowanych systemów kontrolnych, mających na celu między innymi niedopuszczenie do sytuacji zagrażających bezpieczeństwu. Możliwość ręcznego wyłączenia takich zabezpieczeń oznacza, że operator przejmuje całkowitą kontrolę nad reaktorem, a jego nieprawidłowe działania mogą mieć nieprzewidywalne skutki.

Modyfikacje wprowadzone po katastrofie objęły również zabezpieczenie systemów bezpieczeństwa przed ingerencją operatora.

4.2.3 Doświadczenia eksploatacyjne reaktorów RBMK

Reaktory RBMK miały kilka poważnych problemów konstrukcyjnych, stwarzających duże zagrożenie bezpieczeństwa. Z tego względu wymagały one utrzymywania prawidłowych parametrów pracy. Jednak bardzo niebezpieczna było możliwość obejścia układów bezpieczeństwa i wykonywania przez operatora w zasadzie dowolnych regulacji. Jak wiadomo, była to jedna z głównych przyczyn katastrofy w Czarnobylu.

Modyfikacje jednostek wprowadzone po roku 1986 w znaczącym stopniu podniosły praktyczny poziom bezpieczeństwa, ale nie były w stanie w całości usunąć problemów wynikających z

samej konstrukcji reaktora. Ma to tym większe znaczenie, że obecne podejście do budowy reaktorów energetycznych zakłada wykorzystywanie pasywnych układów bezpieczeństwa, a to w przypadku reaktorów RBMK nie jest możliwe.

Jak wspomniano wcześniej, reaktory te pozwalają na przeładunek paliwa bez konieczności wyłączania jednostki, co jest istotne z punktu widzenia eksploatacyjnego. Rozwiązanie takie umożliwia również produkcję plutonu, ale wymagałoby użycia innych zestawów paliwowych i innych czasów ich przebywania w rdzeniu i – o ile wiadomo – nie było w praktyce stosowane.

Przedstawiając w omówieniu reaktory RBMK była mowa o modelu RBMK-2000, którego budowa jednak się nie rozpoczęła. W rzeczywistości plany obejmowały więcej modeli: RBMK-3600, RBMKP-2400 i RBMKP-4800. Dwa ostatnie reaktory miały mieć rdzeń nie cylindryczny, a prostopadłościenny. Po upadku Związku Radzieckiego powstały plany nowych konstrukcji o znacznie poprawionych parametrach bezpieczeństwa, w których reaktory zamknięte były w specjalnych obudowach bezpieczeństwa. Były to modele MKER-800, MKER-1000 i MKER-1500. Ich budowa była planowana w Kurskiej Elektrowni Jądrowej oraz w Sosnowym Borze, ale prace nie zostały rozpoczęte.

Można odnieść wrażenie, że pomimo potencjalnie niebezpiecznej konstrukcji, reaktory RBMK pracowały w większości przypadków prawidłowo, ale ich historia eksploatacyjna obejmuje 11 wypadków i 4 incydenty. Ich zestawienie przedstawiono w tabeli 12.

1	Leningrad	07.01.1974
2	Leningrad	30.11.1975
3	Czarnobyl	09.09.1982
4	Czarnobyl	27.02.1983
5	Kursk	21.04.1983
6	Czarnobyl	26.04.1986
7	Ignalina	28.03.1988
8	Ignalina	05.09.1988
9	Smoleńsk	11.08.1990
10	Czarnobyl	11.10.1991
11	Leningrad	24.03.1992
12	Leningrad	20.05.2004
13	Kursk	10.02.2008
14	Leningrad	12.02.2008
15	Kursk	18.02.2018

Tabela 12. Wypadki i incydenty reaktorów RBMK [50]

Do chwili obecnej pracują 3 reaktory EGP-6 oraz 8 reaktorów RBMK-1000. Pomimo uzasadnionych wątpliwości do ich bezpieczeństwa, obecne plany zakładają ich długoletnią eksploatację. Aktualne plany odnośnie terminów zakończenia ich eksploatacji podaje tabela 13.

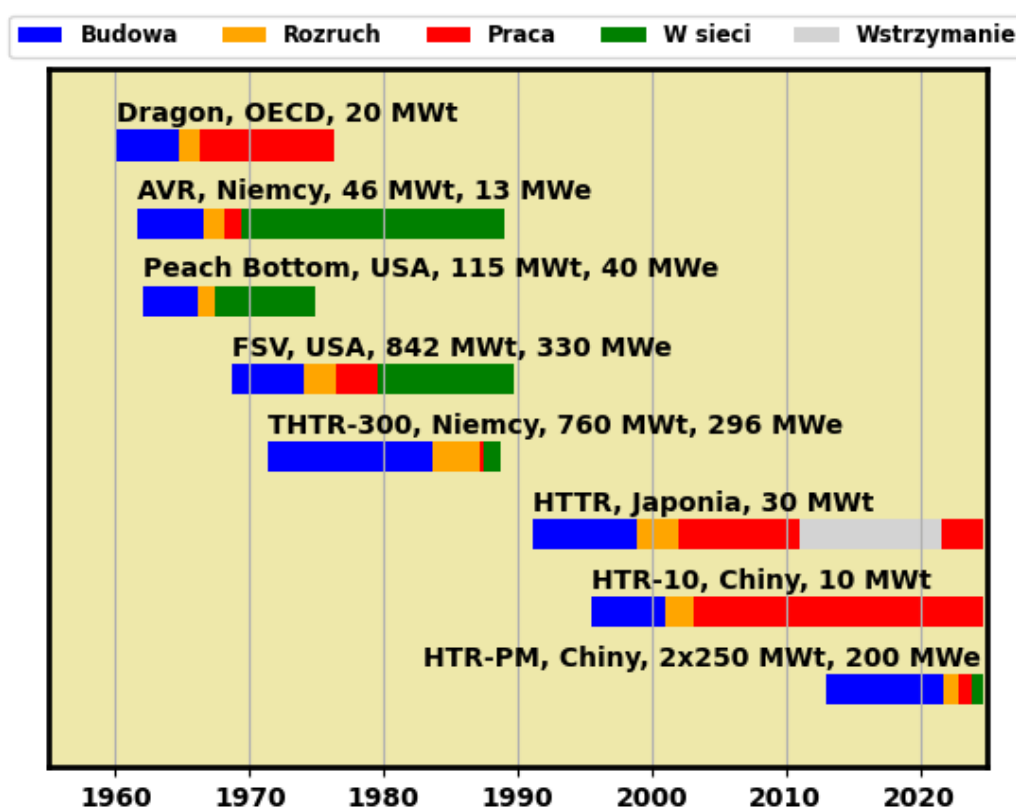
Reaktor	Wyłączenie
KURSK-2	2024
LENINGRAD-3	2025
LENINGRAD-4	2026
SMOLENSK-1	2028
KURSK-3	2029
SMOLENSK-2	2030
KURSK-4	2031
SMOLENSK-3	2050

Tabela 13. Planowane zakończenia eksploatacji reaktorów RBMK-1000 [51]

5. Reaktory wysokotemperaturowe

Koncepcja reaktorów wysokotemperaturowych sięga samych początków historii rozwoju reaktorów jądrowych, gdyż zaproponowane zostały w roku 1942 przez Farringtona Danielsa, profesora chemii na Uniwersytecie Wisconsin, który już wtedy rozważał reaktory z rdzeniem usypanym (pebble-bed). W roku 1944 grupa naukowców, do której należeli między innymi E. Wigner, L. Szilard, A. Weinberg i E. Fermi, rozpoczęła nieformalne dyskusje nad pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej. F. Daniels, który dołączył do grupy we wrześniu, zaproponował koncepcję reaktora mogącego pracować w wysokich temperaturach, moderowanego BeO i chłodzonego helem. W roku 1947 w Clinton Laboratories (obecnie Oak Ridge National Laboratory) opracowana została pierwsza koncepcja reaktora wysokotemperaturowego, nazwanego High Temperature Gas-Cooled Power Pile. Reaktor ten miał pracować na uranie wzbogaconym do 30%, moderatorem miał być BeO, a chłodziwem hel pod ciśnieniem 1 MPa, osiągający na wyjściu temperaturę ok. 540°C [47]. Gorący hel miał trafiać do wytwornicy pary, a ta miała napędzać turbogenerator wytwarzający energię elektryczną. Alternatywne wersje modelu zakładały użycie toru jako materiału rodniego, pozwalającego na wytwarzanie rozszczepialnego ^{233}U .

Powstały wówczas projekt reaktora nie został wprawdzie zrealizowany, ale rezultaty wykonanych prac zostały wykorzystane podczas projektowania i budowy kolejnych reaktorów wysokotemperaturowych, których historia przedstawiona została na rys. 25.



Rys. 25 Historia rozwoju reaktorów HTR [53]

Powyższe zestawienie obejmuje wyłącznie wybudowane, uruchomione i przez pewien czas eksploatowane reaktory wysokotemperaturowe. Część z nich pracowała przez pewien czas dostarczając energię elektryczną na zasadach komercyjnych do sieci i te okresy pracy zostały na rysunku zaznaczone kolorem zielonym. Kolor czerwony oznacza pracę reaktorów, ale bez wytwarzania energii elektrycznej.

Poza reaktorami pokazanymi na rysunku, powstało również wiele projektów albo o charakterze koncepcyjnym, albo takich, których realizacja została przerwana (np. PBMR) i tych zestawienie nie obejmuje. W ramach prac nad technologią HTR powstało również kilkanaście modeli badawczych, zwykle o małej skali, przeznaczonych do testowania konkretnych rozwiązań lub traktowanych jako układy referencyjne na potrzeby benchmarków. Nie będą one dalej szczegółowo przedstawiane, ale ich zestawienie pokazuje tabela 14.

Układy krytyczne zerowej mocy ze złożem usypanym	
ASTRA	Rosja, Instytut Kurczatowa
CESAR II	Francja, CEA Cadarache
GROG	Rosja, Instytut Kurczatowa
HTR-PROTEUS	Szwajcaria, PSI
KATHER	Niemcy, KFZ Karlsruhe
SAR	Austria, TU Graz
Układy krytyczne zerowej mocy z rdzeniem pryzmatycznym	
GULF GA	USA, General Atomics
HITREX-1	USA, Berkeley National Laboratory
HTLTR	USA, Battelle-Pacific Northwest Laboratory
SHE	Japonia, JAERI
NESTOR	Wielka Brytania, AEE Winfrith
HECTOR	Wielka Brytania, AEE Winfrith
VHTRC	Japonia, JAERI

Tabela 14. Układy krytyczne HTR [54]

Niemal od samego początku rozwijane były dwie niezależne koncepcje reaktorów HTR:

- reaktory z rdzeniem pryzmatycznym (stała konstrukcja rdzenia)
- reaktory ze złożem kulowym (usypanym, pebble-bed)

Sytuacja ta jest aktualna do chwili obecnej, bowiem nie ma jednoznacznych danych świadczących o znaczącej przewadze któregoś z rozwiązań. Wśród działających reaktorów HTR mamy więc zarówno reaktory z rdzeniem pryzmatycznym (HTTR) jak i reaktory z rdzeniem kulowym (HTR-10, HTR-PM).

W dalszej części opracowania omawiane są dokładniej reaktory HTR z rys. 25.

5.1 DRAGON

Projekt Dragon uruchomiony został w 1959 roku pod patronatem Europejskiej Agencji Energii Jądrowej OEEC (obecnie NEA OECD), a jego celem było praktyczne zademonstrowanie podstawowych właściwości nowego systemu, zaprojektowanego do wytwarzania wyższych temperatur niż te, które można było osiągnąć za pomocą pierwszej generacji reaktorów. W projekcie Dragon uczestniczyło 13 krajów, a finansowanie pochodziło ze źródeł rządowych. W miarę postępu prac, oryginalne, częściowo niepraktyczne pomysły, zostały zweryfikowane i przełożone na działający system, będący pierwszym demonstratorem nowej technologii.

Należy zauważyć, że reaktor Dragon, zbudowany i eksploatowany w AEE Winfirth, nie był przeznaczony do wytwarzania energii elektrycznej i pomimo, że miał możliwość wytwarzania pary, ta nie była praktycznie wykorzystywana. Głównym powodem takiego stanu rzeczy było przekonanie, że moc cieplna reaktora jest zbyt mała, by w sensowny sposób wytwarzać energię elektryczną.

Podstawowe parametry reaktora Dragon zebrano w tabeli 15.

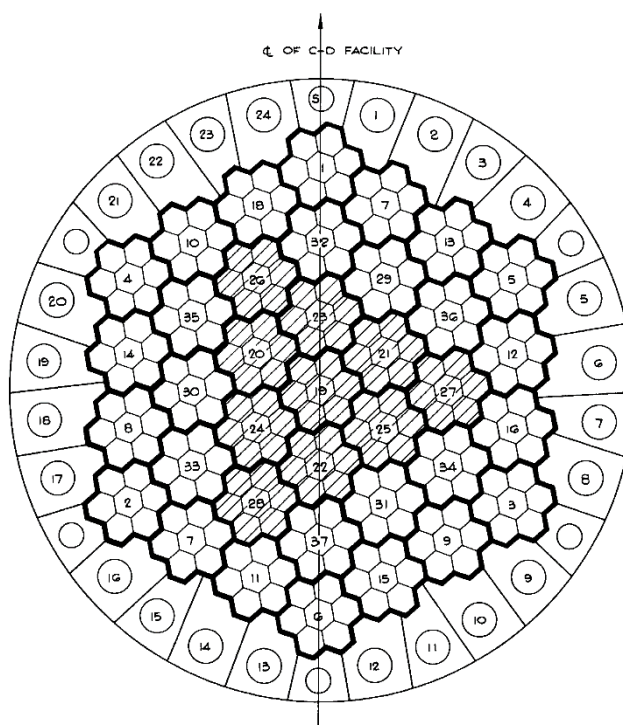
Pierwszy stan krytyczny	01.07.1964
Zakończenie pracy	1975
Moc cieplna	21.5 MW _{th}
Moc elektryczna	-
Typ rdzenia	pryzmatyczny
Zbiornik reaktora	stal węglowa
Chłodziwo w obiegu pierwotnym	hel
Ciśnienie	2 MPa
Temperatura wejściowa	350°C
Temperatura wyjściowa	750°C
Przepływ chłodziwa	9.62 kg/s
Chłodziwo w obiegu wtórnym	para wodna
Gęstość mocy w rdzeniu	14 MW/m ³

Tabela 15. Podstawowe parametry reaktora Dragon [53]

Rdzeń składał się z trzydziestu siedmiu heksagonalnych elementów paliwowych, tworzących układ o efektywnej średnicy 1.08 m. Układ ten był otoczony 30 pryzmatycznymi kolumnami grafitowymi wewnętrznego reflektora, które od strony wewnętrznej były dopasowane do elementów paliwowych, natomiast od strony zewnętrznej tworzyły okrąg o średnicy 1.5 m. W 24 kolumnach reflektora mieszczono były pręty sterujące. Całkowita długość elementów paliwowych wynosiła 2.54 m, ale paliwo znajdowało się w części środkowej, o długości 1.60 m. W ten sposób objętość aktywnej części rdzenia była równa 1.47 m³. Od góry i od dołu rdzeń był otoczony reflektorami aksjalnymi. Chłodziwo helowe wchodziło do reaktora od góry

i płynęło w dół pomiędzy reflektorem radialnym a zbiornikiem, po czym wchodziło od dołu do rdzenia i przechodziło w górę przez kanały między prętami paliwowymi.

Uproszczony układ rdzenia i reflektora pokazano na rys. 26 .



Rys. 26 Schemat rdzenia i reflektora [55]

Reaktor Dragon służył między innymi do testowania paliwa, a w związku z tym stosowane były różne jego konstrukcje i różne wzbogacenia. Początkowo używano paliwa uranowo-torowego o wysokim wzbogaceniu, ale później zastąpiono je paliwem uranowym o wzbogaceniu 3.5% [53]. W reaktorze testowano także różne rozwiązania paliwa TRISO, które później stało się standardowym paliwem reaktorów HTR.

5.2 AVR

Budowa reaktora AVR w KFA Jülich w Niemczech, rozpoczęła się 1 sierpnia 1961 r. Był to pierwszy reaktor z rdzeniem kulowym (pebble bed) określanym też jako złożo usypane. Warto przypomnieć, że rozwiązanie takie proponowane było przez Farringtona Danielsa już w roku 1942, ale prowadzone w USA późniejsze prace nad reaktorami HTR skoncentrowały się na rozwiązaniach z rdzeniem pryzmatycznym, a więc o stałej konstrukcji moderatora grafitowego (lub BeO). Rdzeń reaktora AVR składał się z około 100 tys. grafitowych kul o średnicy 6 cm. Kule te zawierały w centralnej części od 20 do 40 tys. kuleczek paliwa TRISO, przy czym stosowano kilka różnych rodzajów kul, różniących się zarówno konstrukcją wewnętrzną, jak i stosowanym paliwem. Mogło ono zawierać wyłącznie uran (w postaci tlenkowej lub węglkowej), ale mogło też prócz uranu zawierać ^{232}Th . Różne były też wzbogacenia używanego uranu, bowiem w elementach HEU wynosiło ono 93%, a w LEU 10%. W

przypadku paliwa torowego stosowano uran o wzbogaceniu 93%. Podczas rozruchu reaktora na świeżym paliwie stosowano też kule z czystego grafitu.

Kule paliwowe znajdowały się w przestrzeni rdzenia, która miała wysokość 3.5 m oraz średnicę wewnętrzną 3 m. Jej dolna część uformowana była w postaci leja, którego zadaniem było kierowanie kul do kanału ekstrakcyjnego. Przestrzeń rdzenia otoczona była radialnym reflektorem o grubości 0.5 m, wokół którego znajdowała się izolacja termiczna. Kule paliwowe trafiały do rdzenia przez 5 umieszczonych w górnej części kanałów zrzutowych, a następnie, w miarę usuwania poprzednich kul kanałem ekstrakcyjnym, przemieszczały się stopniowo w dół, podlegając kolejnemu wypaleniu. Przeciętnie, w ciągu jednego dnia pracy, z rdzenia odbierano około 500 kul. Odebrane kule poddawane były badaniu, które miało na celu ustalić ich poziom wypalenia. Jeżeli wynik pomiaru wskazywał, że jest on wystarczający, kula bywa zabierana z reaktora. Takich kul w ciągu dnia było około 50. W przeciwnym razie wracała do rdzenia, ale kierowana była do jego części peryferyjnej. Ilość przejść kuli przez rdzeń zależała zarówno od warunków wypalenia, jak i od tego, jaki element paliwowy reprezentowała.

Pierwszy stan krytyczny	16.08.1966
Zakończenie pracy	31.12.1988
Moc cieplna	46 MW _{th}
Moc elektryczna	13 MW _e
Typ rdzenia	kulowy
Zbiornik reaktora	stal i beton
Chłodziwo w obiegu pierwotnym	hel
Ciśnienie	1.1 MPa
Temperatura wejściowa	275°C
Temperatura wyjściowa	950°C
Przepływ chłodziwa	13-15.5 kg/s
Chłodziwo w obiegu wtórnym	para wodna
Gęstość mocy w rdzeniu	2.6 MW/m ³

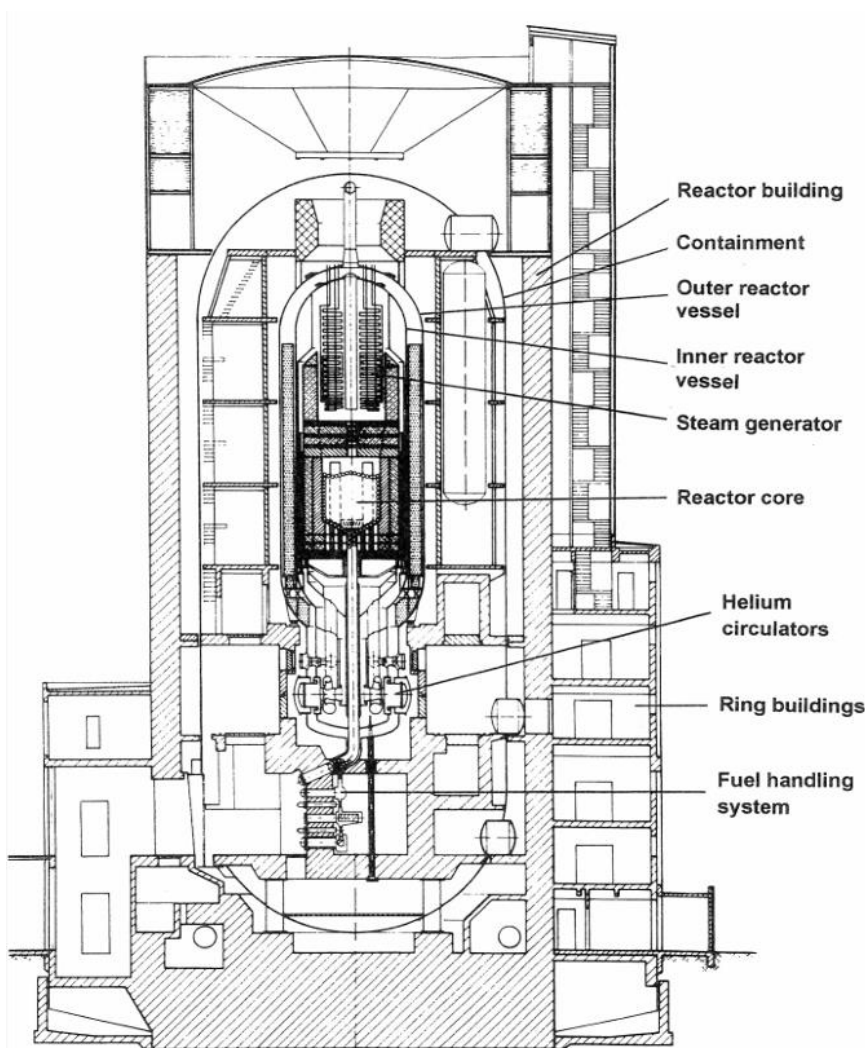
Tabela 16. Podstawowe parametry reaktora AVR [53]

Przy bocznych ścianach rdzenia umieszczone były grafitowe żebra, wewnątrz których znajdowały się kanały prętów wyłączeniowych. Ich opuszczenie powodowało przerwanie reakcji łańcuchowej i wyłączenie reaktora. Pręty te nie były jednak stosowane do sterowania reaktorem, gdyż podstawowy mechanizm sterujący polegał na zwiększaniu lub zmniejszaniu przepływu chłodziwa.

Czynnikiem chłodzącym był w reaktorze hel, znajdujący się pod ciśnieniem 1.1 MPa. Wpływał on do rdzenia od dołu, a wypływał góra, ogrzewając się od 270°C do 750°C - 950°C w zależności od trybu pracy. Ogrzany hel trafiał do znajdującej się nad rdzeniem wytwornicy

pary, w której powstawała para o temperaturze 505°C i ciśnieniu 7.3 MPa. Była ona doprowadzana do turbiny napędzającej generator wytwarzający energię elektryczną.

Układ reaktora AVR pokazany został na rys. 27.



Rys. 27 Układ reaktora AVR [56]

Reaktor AVR KFA Jülich stan krytyczny osiągnął 16 sierpnia 1966 roku, 17 grudnia 1967 roku został podłączony do sieci energetycznej, a 19 maja 1969 rozpoczął pracę komercyjną, która trwała do wyłączenia 31 grudnia 1988 roku, czyli po niemal 19 latach eksploatacji. W tym czasie dostarczył do sieci 1.51 TWh energii elektrycznej, przy współczynniku wykorzystania mocy (load factor) równym 62%, co dla jednostki prototypowej uznać należy za wynik wyjątkowo dobry.

Zebrane w tym czasie doświadczenia dowodzą, że konstrukcja była bardzo udana, a zdarzające się rzadko sytuacje awaryjne, nie miały poważnego wpływu na bezpieczeństwo i nie stanowiły zagrożeń dla otoczenia reaktora. Jako najpoważniejsze awarie wymienia się [57]:

- zapłon oleju w turbinie turbogenerатора w listopadzie 1971 roku, w następstwie którego doszło do lokalnego pożaru ugaszonego przez zakładową straż pożarną po 15 minutach. Zdarzenie to nie miało bezpośredniego związku z reaktorem.

- skażenie układu pierwotnego produktami rozszczepienia: w latach 1974-1976 stwierdzono uwolnienia radionuklidów z kul paliwowych większe 100 do 1000 razy od przewidywanych. Ze względu na jednoczesne stosowanie różnych elementów paliwowych (od 6 do 8 rodzajów) przyczyny nie zostały jednoznacznie ustalone, ale podejrzewano, że jedną z nich mogły być nieprawidłowe pomiary wypalenia, w wyniku których niektóre elementy przebywały w rdzeniu za długo i zostały nadmiernie wypalone.
- nadmierne temperatury helu: w pierwszych pięciu miesiącach 1976 r. obserwowano temperaturę helu na wyjściu z rdzenia wynoszącą 985°C, czyli wyższą o 35°C od nominalnej dla tych warunków pracy (950°C). Problem ten nie został jednoznacznie wyjaśniony, ale podejrzewano, że powodem mogły być nieprecyzyjne wyniki trudnych do przeprowadzenia pomiarów temperatur elementów paliwowych w rdzeniu. Mogły one w przypadku niektórych kul prowadzić do przekroczenia założonej temperatury powierzchni zewnętrznej.
- uszkodzenie wytwornicy pary w 1978 roku, które spowodowało przedostanie się 27 m³ wody do obiegu pierwotnego, powodujące duży wzrost udziału pary wodnej w chłodziwie. Pomimo działania mechanizmu wymuszającego wyłączenie reaktora przy przekroczeniu określonego poziomu wilgoci chłodziwa, po interwencji operatorów reaktor nie został wyłączony. Jak później stwierdzono, powodem zdarzenia było pęknięcie rury wytwornicy pary na powierzchni ok. 3 mm². Skutki tego okazały się mniejsze od przewidywanych, bo woda była skutecznie usuwana w systemie oczyszczania chłodziwa, jednak zdarzenie wymusiło wprowadzenie wielu zmian konstrukcyjnych.
- uszkodzenie pierwszej pompy obiegowej helu w styczniu 1979 r. W trakcie uruchamiania układu obiegu helu stwierdzono nieregularne zmiany prędkości obrotowej i wzrost temperatury w okolicy uszczelnienia. Stwierdzono również, że po wyłączeniu pompa pierwsza zatrzymuje się znacznie szybciej od drugiej. Po demontażu pompy stwierdzono uszkodzenia uszczelnienia, a ich powodem było przedostanie się wody do zbiornika oleju smarującego pompę, które nastąpiło jeszcze podczas awarii wytwornicy pary.

Inny problem stwierdzony został wiele lat po wyłączeniu reaktora. Okazało się, że uwolnienia radionuklidów ze znajdujących się w reaktorze kul paliwowych są znacznie większe niż się spodziewano. Jest to więc sytuacja bardzo podobna do opisanej powyżej. Według ustaleń spowodowana była prawdopodobnie znacznie wyższym wypaleniem oraz wyższą temperaturą pracy niektórych kul. Prawdopodobne jest też, że duże znaczenie miały uszkodzenia mechaniczne gorących kul paliwowych przemieszczających się w rdzeniu.

Dziewiętnaście lat pracy reaktora dostarczyło wielu cennych danych związanych z różnymi aspektami pracy reaktorów wysokotemperaturowych. Należy zauważyć, że uzyskiwane temperatury opuszczającego rdzeń helu, wynoszące 950°C (a nawet 985°C) wymagały rozwiązania problemów z zakresu wysokotemperaturowych materiałów konstrukcyjnych, zdolnych do długotrwałej pracy w takich warunkach. Doświadczenia te są tym bardziej wartościowe, że obecne założenia odnośnie reaktorów HTR pracujących jako bezemisyjne

źródło ciepła procesowego, zakładają potrzebę osiągania temperatur rzędu 850°C, co – jak wskazują doświadczenia ATR – jest całkowicie realne.

Reaktor ATR nie został wyłączony ze względu na istotne problemy eksploatacyjne, bo takich nie było. Powodem były zmiany polityczne, na skutek których Niemcy zaczęły odwracać się od energetyki jądrowej. Doświadczenia zebrane w trakcie projektowania i eksploatacji AVR zostały wykorzystane zarówno podczas projektowania reaktora THTR-300, jak i w rozwijanym w RPA projekcie PBMR, który pomimo dużej początkowej aktywności nie został niestety sfinalizowany.

5.3 Peach Bottom

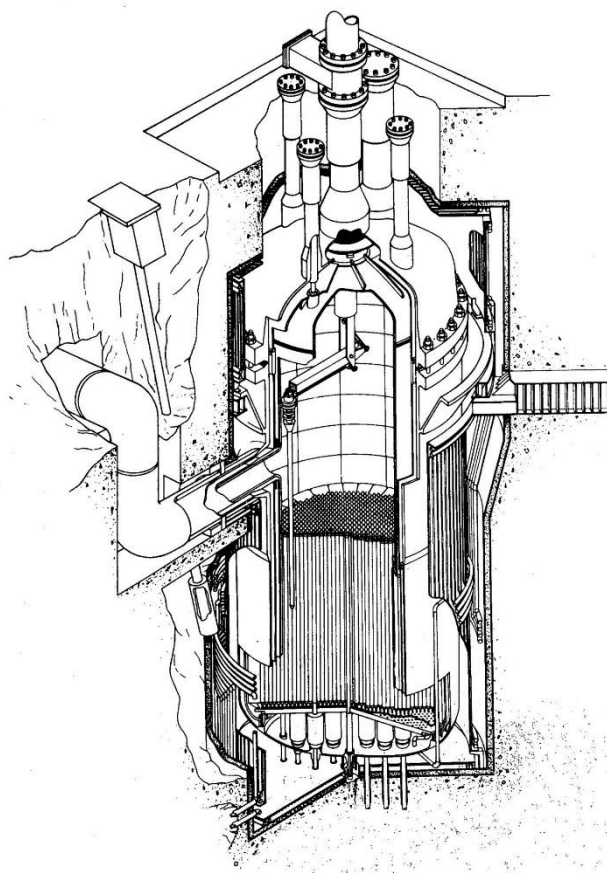
Budowa pierwszego amerykańskiego reaktora HTR, Peach Bottom-1 koło Harrisburga w Pensylwanii, USA, rozpoczęła się 1 lutego 1962 r., czyli pół roku po rozpoczęciu budowy reaktora AVR, ale stan krytyczny osiągnięto kilka miesięcy wcześniej niż w Jülich. Inaczej niż w reaktorze niemieckim, reaktor Peach Bottom-1 miał rdzeń pryzmatyczny, a jego moc była kilkukrotnie większa. Był on też pierwszym reaktorem, którego podstawowym zadaniem miała być produkcja energii elektrycznej. Podstawowe dane reaktora podaje tabela 17.

Pierwszy stan krytyczny	03.03.1966
Zakończenie pracy	01.11.1974
Moc cieplna	115 MW _{th}
Moc elektryczna	40 MW _e
Typ rdzenia	pryzmatyczny
Zbiornik reaktora	stal węglowa
Chłodziwo w obiegu pierwotnym	hel
Ciśnienie	2.3 MPa
Temperatura wejściowa	327°C
Temperatura wyjściowa	700-726°C
Przepływ chłodziwa	60 kg/s
Chłodziwo w obiegu wtórnym	para wodna
Gęstość mocy w rdzeniu	8.3 MW/m ³

Tabela 17. Podstawowe parametry reaktora Peach Bottom [53]

Rdzeń reaktora był walcem o średnicy zewnętrznej ok. 3.50 m, zbudowanym z ustawionych pionowo elementów paliwowych o wysokości 3.66 m. Rdzeń zawierał 804 elementy paliwowe, a także 36 przewodnic prętów sterujących oraz 19 przewodnic prętów wyłączeniowych, które kształtem odpowiadały elementom paliwowym. Rdzeń otoczony był radialnym reflektorem grafitowym o wysokości równej wysokości prętów paliwowych i o grubości 2 stóp (61 cm). Stosowane były różne rodzaje i konstrukcje elementów paliwowych,

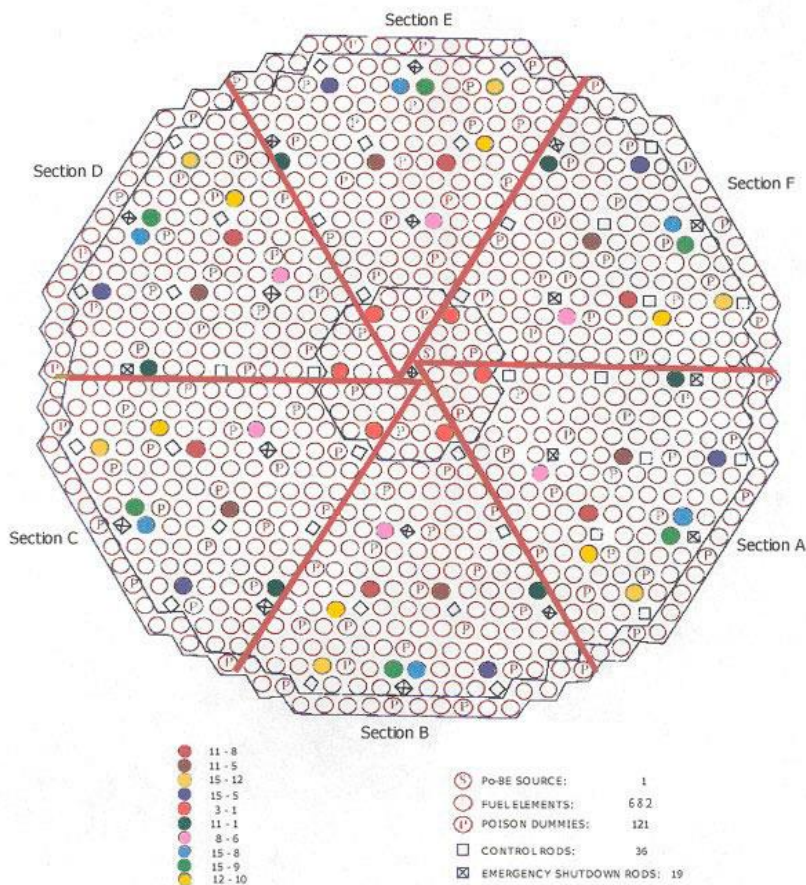
ale wszystkie miały średnicę zewnętrzną 3.5 cala oraz wysokość 12 stóp (366 cm), dzięki czemu można ich było używać wymiennie. Materiałem konstrukcyjnym elementów paliwowych był grafit, który pełnił jednocześnie funkcję moderatora, reflektora (aksjalnego) i koszulek kompaktów paliwowych. Kompakty wykonane były z kuleczek paliwa, umieszczonych w matrycy grafitowej. Jest to konstrukcja zbliżona do stosowanego obecnie paliwa TRISO. Układ reaktora Peach Bottom pokazano na rys. 28, a konfigurację rdzenia na rys. 29. Różne kolory oznaczają tam różne składy elementów paliwowych.



Rys. 28 Układ reaktora Peach Bottom [58]

W trakcie 8-letniej eksploatacji reaktora stosowane były dwie konfiguracje rdzenia, w których testowano różne konstrukcje paliwa, nazywane w literaturze Core 1 i Core 2. Przewidywana była również Core 3, ale ze względu na wyłączenie reaktora nie została ona zrealizowana. Paliwo stosowane w elementach paliwowych miało zróżnicowany skład, ale w przypadku Core 1 stosowano kuleczki paliwowe pokryte pojedynczą warstwą grafitu pirolitycznego, natomiast w Core 2 stosowano paliwo z podwójną warstwą węgla pirolitycznego (BISO) składającą się z wewnętrznej powłoki węglowej o niskiej gęstości i zewnętrznej powłoki węglowej o wysokiej gęstości. Doświadczenia eksploatacyjne z paliwem Core 1 wskazywały na liczne uszkodzenia elementów paliwowych, związane z puchnięciem kompaktów paliwowych, prowadzącym do pęknięcia otaczających je tulei grafitowych. Jednocześnie stwierdzano stosunkowo wysoki poziom uwolnień produktów rozszczepienia do helu krążącego w obiegu pierwotnym. Zmierzona aktywność cyrkulacyjna, czyli aktywność

zawarta w obiegu pierwotnym, wynosiła 10 TBq, co jednak i tak było znacznie mniej od maksymalnej dopuszczalnej wartości projektowej, wynoszącej 156 TBq [58]. Zastosowanie paliwa BISO znacząco ograniczyło powstawanie uszkodzeń elementów paliwowych, a zmierzona aktywność cyrkulacyjna spadła do 37 GBq.



Rys. 29 Konfiguracja rdzenia Core 1 [58]

W trakcie eksploatacji reaktora Peach Bottom stosowano elementy paliwowe $(U,Th)C_2$ o zróżnicowanym składzie. Przykładowy skład kompaktów układu Core 1 pokazuje tabela 18, gdzie wartości podawane są w gramach na element paliwowy [58]. Większość z tych elementów stanowiły elementy standardowe, a część miała charakter testowy. Wśród nich były też elementy o konstrukcji takiej jak w budowanym reaktorze Fort St. Vrain. Przeprowadzane testy miały więc duże znaczenie dla prac nad kolejnym reaktorem, który miał być już jednostką o znacznie większej mocy. Jednak ostatecznie zastosowano w nim paliwo TRISO.

Reaktor był chłodzony helem pracującym pod ciśnieniem 2.3 MPa, który przy temperaturze 327°C wpływał od dołu do rdzenia i ogrzewał się, płynąc pomiędzy elementami paliwowymi. Wychodzący z rdzenia gorący hel o temperaturze 700-726°C był rozdzielany na dwie niezależne pętle z wytwornicami pary, które dostarczały przegrzanej pary o temperaturze 538°C i ciśnieniu 10 MPa. Para kierowana była na turbogenerator o mocy 42 MWe wytwarzający energię elektryczną.

Izotop	Typ I	Typ IV
^{232}Th	1563.00	3460.80
^{234}U	4.68	2.46
^{235}U	291.00	154.20
^{236}U	1.56	0.84
^{238}U	15.15	8.04
^{103}Rh	18.50	0.00
Grafit	8550.00	8190.00

Tabela 18. Przykładowe składy standardowych elementów paliwowych Core 1 - podawane są masy w gramach na element [58]

Całkowita sprawność elektrowni Peach Bottom-1 wynosiła 39%, co było w tamtym czasie najlepszym wynikiem w USA. Współczynnik wykorzystania mocy (load factor) osiągał 58%, co należy uznać za bardzo dobry wynik dla elektrowni eksperymentalnej, której reaktor wykorzystywany był do prac badawczych.

Warto również zauważyć, że elektrownia była przystosowana do pracy w regulacji i umożliwiała automatyczne zejście do poziomu 30% mocy nominalnej (NP) w tempie 3% NP/min.

Eksploatacja reaktora Peach Bottom-1 dostarczyła wielu cennych danych eksperymentalnych, w szczególności z obszaru nowych konstrukcji paliwa jądrowego. Pozwoliła też na walidację metod obliczeniowych stosowanych podczas projektowania reaktorów jądrowych. Jej zakończenie nie wynikało z problemów technicznych, a spowodowane było względami ekonomicznymi. Eksploatacja elektrowni o tak małej mocy okazała się po prostu nieopłacalna.

5.4 Fort St. Vrain

Reaktor Fort St. Vrain, wybudowany w Platteville, Colorado był pierwszym i jedynym do tej pory komercyjnym reaktorem wysokotemperaturowym wybudowanym i uruchomionym w USA. Korzystał on w dużej części z doświadczeń reaktora Peach Bottom, który jednak, mimo komercyjnego wytwarzania energii elektrycznej, był jednostką doświadczalną. Plany budowy reaktora ogłoszone zostały w 13 marca 1965 roku, a wniosek o budowę złożono w Atomic Energy Commission 20 października 1966 r. Budowa rozpoczęła się 1 września 1968 r., stan krytyczny osiągnięto 31 stycznia 1974 r., podłączenie do sieci nastąpiło 11 grudnia 1976 r., a praca komercyjna rozpoczęła się 1 lipca 1979 r. i trwała do 29 sierpnia 1986 r., kiedy reaktor został trwale wyłączony [35]. Jako ciekawostkę można podać fakt, że po wyłączeniu reaktora, stosunkowo szybko został on zdemontowany i w roku 1997 elektrownia uzyskała możliwość dalszej pracy, tym razem z turbinami gazowymi. W latach 90-tych oddano 4 turbiny o łącznej mocy 680 MW, a w roku 2009 dodano dwie turbiny po 145 MW. Elektrownia FSV pracuje do chwili obecnej, a jej moc wynosi 969 MW.

Reaktor FSV był reaktorem wysokotemperaturowym o mocy termicznej 842 MW_{th} i mocy elektrycznej 342 MW_e brutto / 330 MW_e netto, a podstawowe parametry podaje tabela 19.

Pierwszy stan krytyczny	31.01.1974
Zakończenie pracy	29.08.1989
Moc cieplna	842 MW _{th}
Moc elektryczna	330 MW _e
Typ rdzenia	pryzmatyczny
Zbiornik reaktora	sprężony beton
Chłodziwo w obiegu pierwotnym	hel
Cisnienie	4.8 MPa
Temperatura wejściowa	404°C
Temperatura wyjściowa	777°C
Przepływ chłodziwa	110 kg/s
Chłodziwo w obiegu wtórnym	para wodna
Gęstość mocy w rdzeniu	6.3 MW/m ³

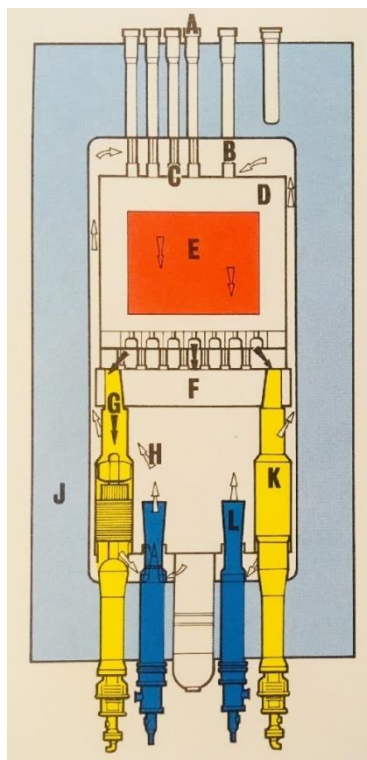
Tabela 19. Podstawowe parametry reaktora FSV [53]

Elementy reaktora FSV umieszczone były w zbiorniku ciśnieniowym wykonanym ze sprężonego betonu (strunobetonu). Miał on 22.9 m wysokości, 9.4 m średnicy wewnętrznej i ściany o grubości 2.74 m. Zbiornik zawierał rdzeń reaktora z reflektorem, poniżej którego umieszczone były wytwornice pary oraz pompy cyrkulacyjne helu. Przez górną część zbiornika przechodziły kanały zawierające mechanizmy sterujące prętów kontrolnych, które wykorzystywane były również podczas przeładunku paliwa. Kanały w dolnej części umożliwiały dostęp do wytwornic pary i pomp helu. Schematyczny układ reaktora pokazano na rysunku 30.

Rdzeń reaktora był zbudowany w układzie pryzmatycznym i składał się z 1482 heksagonalnych bloków grafitowych, zawierających kanały paliwowe oraz kanały chłodzenia. Wysokość bloku wynosiła 79.3 cm, a krótsza średnica sześciokąta (średnica okręgu wpisanego) była równa 36 cm. Kanały rozłożone były w heksagonalnej siatce o odstępach 1.88 cm, a ich układ był taki, że każdy kanał chłodzenia (poza peryferyjnymi) otoczony był przez 6 kanałów paliwowych. Blok taki, a w zasadzie jego szkielet grafitowy, pokazano na rysunku 31. Sześć bloków ustawionych jeden na drugim tworzyło kolumnę paliwową o wysokości 4.8 m, a kolumn takich w rdzeniu było 247 [59].

Kolumny w rdzeniu rozłożone były w ten sposób, że sześć kolumn leżących wokół kolumny centralnej tworzyło niezależny segment, oddzielony od innych segmentów stalową przegrodą. Kolumna centralna zawierała dwa otwory prowadnic prętów sterujących oraz otwór rezerwowego systemu wyłączeniowego (Reserve Shutdown Control), do którego w razie

potrzeby wrzucane były kuleczki tlenku boru. Większość segmentów obejmowała po 7 kolumn (tj. kolumna centralna i 6 kolumn przyległych), natomiast segmenty peryferyjne obejmowały po 5 kolumn. Wszystkich segmentów było 37. Ponieważ były one oddzielone od pozostałych, możliwe było niezależne sterowanie przepływem chłodziwa w każdym z nich, do czego służyły specjalne zawory. Układ rdzenia z podziałem na segmenty pokazano na rysunku 32. Aktywny rdzeń miał 4.72 m wysokości, 5.94 m średnicy i zawierał przeciętnie 15.9 tony ^{232}Th oraz 780 kg U o wzbogaceniu 93% [60].



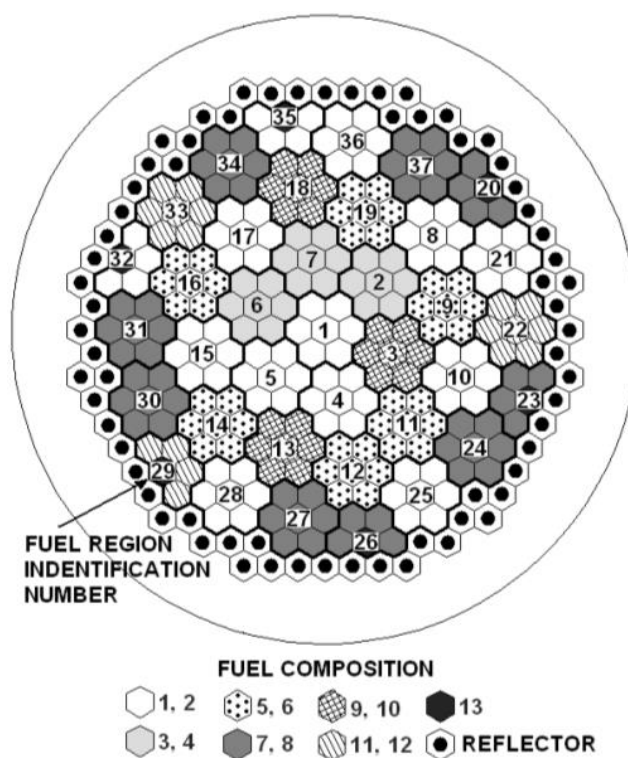
Rys. 30 Schemat reaktora FSV [61]

W pierwotnym obiegu chłodzenia pracował hel pod ciśnieniem 4.8 MPa. Jego przepływ wymuszany był przez 4 pompy cyrkulacyjne (na rysunku oznaczone kolorem niebieskim). Tłoczyły one hel od dołu przez przestrzeń między reflektorem a zbiornikiem do przestrzeni nad rdzeniem. Hel o temperaturze 404°C wchodził do rdzenia od góry i odbierając ciepło ogrzewał się do temperatury 777°C. Po wyjściu z rdzenia trafiał do układu 12 wytwornic pary, w których powstawała para przegrzana o temperaturze 538°C i ciśnieniu 5.8 MPa, której przepływ wynosił 68.4 kg/s [61].

Reaktor FSV pracował na paliwie TRISO, w przypadku którego cząsteczki paliwa o średnicy ok. 0.2 mm otoczone były kolejnymi warstwami: porowatego węgla pirolitycznego, gęstego węgla pirolitycznego, węglika krzemu i zewnętrzną warstwą gęstego węgla pirolitycznego. Średnica zewnętrzna takiej kuleczki to około 0.6 mm. W reaktorze stosowano cząsteczki paliwa typu (U,Th)C₂, a więc podobne jak w reaktorze Peach Bottom. Kuleczki TRISO znajdowały się w matrycy grafitowej, tworząc piny paliwowe, które umieszczano w kanałach paliwowych bloków.



Rys. 31 Blok paliwowy reaktora FSV [62]



Rys. 32 Blok paliwowy reaktora FSV [62]

Geometria rdzenia reaktora FSV, a w szczególności konstrukcja bloków paliwowych jest o tyle ważna, że została przyjęta – czasem z niewielkimi modyfikacjami – w wielu projektach reaktorów pryzmatycznych opracowywanych po FSV.

Doświadczenia eksploatacyjne 10 lat pracy reaktora są zróżnicowane. W tym czasie wytworzył on 5.42 TWh energii elektrycznej przy średnim współczynniku wykorzystania mocy równym 15.2% i współczynniku operacyjnym (procent czasu on-line) 31%. Jak na jednostkę komercyjną parametry te są słabe, a spowodowane były wieloma awariami i przestojami. Taka sytuacja spowodowała ostatecznie wyłączenie reaktora.

Jednocześnie, wiele elementów reaktora wykazało się na tyle wysoką skutecznością działania, że analogiczne rozwiązania przyjęte zostały w trakcie prac projektowych związanych z reaktorem MG-HTR.

W trakcie niemal 10 lat pracy reaktora FSV miało miejsce 279 zdarzeń eksploatacyjnych o charakterze incydentów lub awarii [59]. Zostały one sklasyfikowane w następujących kategoriach:

1. zdarzenia związane z wnikaniem wody lub awarie systemów wykrywania wilgoci (29 zdarzeń);
2. zdarzenia związane z wnikaniem powietrza lub innego niepożądanego gazu oraz awarie systemów wykrywania gazu (2 zdarzenia);
3. awarie lub anomalie paliwa (3 zdarzenia);
4. awarie lub pęknięcia grafitu, rur i innych elementów konstrukcyjnych reaktora (2 zdarzenia);
5. awarie systemów pomiarowych urządzeń jądrowych (nie wystąpiły);
6. czynniki ludzkie i problemy z wydajnością operatora (47 zdarzeń);
7. inne zdarzenia lub warunki, które mogą być istotne dla reaktora HTR (196 zdarzeń).

Z powyższego zestawienia wynika, że najwięcej problemów pojawiło się w kategorii pierwszej, szóstej i siódmej i w związku z tym podzielone zostały one na szereg podkategorii:

wnikanie wody lub awaria systemów wykrywania wilgoci:

1. odgazowanie wilgoci cieplno-hydraulicznej (18)
2. nieszczelności rur (4)
3. awarie urządzeń wykrywania wilgoci (5)
4. zatkanie lub niedrożność linii procesowych (2)

czynniki ludzkie i problemy z wydajnością operatora:

1. zdarzenia związane z błędami licencjonowanego operatora (6);
2. zdarzenia związane z błędami personelu podczas czynności testowania (22);
3. zdarzenia związane z błędami personelu podczas czynności konserwacji lub naprawy (5);
4. zdarzenia wynikające z błędów personelu podczas czynności instalacyjnych (2);
5. zdarzenia wynikające z błędów personelu podczas czynności związanych z ochroną radiologiczną (2);

6. zdarzenia wynikające z błędów personelu podczas „innej czynności” (10).

inne zdarzenia:

1. zdarzenia związane z obiegiem pierwotnym reaktora (40);
2. zdarzenia w systemie wytwarzania pary (13);
3. zdarzenia związane z dystrybucją energii elektrycznej (24);
4. zdarzenia związane z systemami pomiarowymi i systemami sterowania innymi niż wcześniej wymienione (50);
5. zdarzenia związane z systemami pomocniczymi (39);
6. zdarzenia związane z odpadami (12);
7. inne kategorie (18).

Zdarzenia o potencjalnie najpoważniejszych konsekwencjach związane były z wniknięciem wody do rdzenia, gdyż prowadzić mogły do uszkodzenia grafitu, w tym również grafitu elementów konstrukcyjnych. Mogły również skutkować uszkodzeniami paliwa, związanymi z hydrolizą powłok cząsteczek TRISO, które mogły prowadzić do uwolnień lotnych produktów rozszczepienia. Kolejny problem związany był z możliwą korozją elementów stalowych, w tym mechanizmów napędowych prętów sterujących. Możliwe też było przedostanie się wilgoci do silników mechanizmów napędowych prętów sterujących i ich uszkodzenie. Taka była właśnie przyczyna awarii, która nastąpiła 23 czerwca 1984 roku, kiedy w trakcie awaryjnego wyłączenia reaktora nie udało się opuścić 6 par prętów sterujących. Po kilku próbach związanych z wymianami bezpieczników operatorom udało się ostatecznie pręty opuścić, ale nastąpiło to dopiero 20 minut po automatycznym sygnale scram. Konsekwencje takiej sytuacji mogły być bardzo niebezpieczne.

Konstrukcja reaktora FSV przewidywała umieszczenie wytwornic pary poniżej rdzenia reaktora, co przy przepływie helu z góry do dołu umożliwiało uniknięcie zagrożenia związanego z wtargnięciem wody w przypadku nieszczelności wytwornic pary. Okazało się jednak, że do krążącego w obiegu pierwotnym helu może dostawać się woda pochodząca z nieszczelności pomp obiegowych, w których woda natryskiwana była na uszczelki. Poza tym wilgoć w obiegu pierwotnym mogła być związana z odgazowaniem grafitu. Podczas analiz sytuacji awaryjnych stwierdzono, że choć reaktor nie był narażony na nagłe wtargnięcia dużych ilości wody, to rozłożone w czasie wniknięcia małe ilości wody stanowiły zagrożenie nie tylko dla mechanizmów napędowych prętów sterujących, ale również dla rezerwowego systemu wyłączeniowego.

Problemy z częstymi awariami i związanymi z nimi słabymi wynikami ekonomicznymi spowodowały podjęcie w grudniu 1988 roku decyzji o wyłączeniu reaktora w połowie 1990 roku. Jednak po kolejnej awarii prętów sterujących reaktor wyłączono 29 sierpnia 1989 roku.

5.5 THTR-300

Prace nad reaktorem THTR-300 – który miał być komercyjnym rozwinięciem reaktora AVR, zbudowanego w Niemczech, w KFA Jülich – rozpoczęły się jeszcze w roku 1965. Jego

budowa, finansowana przez rząd Republiki Federalnej Niemiec oraz rząd Nadrenii Westfalii, wystartowała w Hamm-Uentrop 3 maja 1971 roku, jednak ze względu na problemy z uzyskaniem licencji, pierwszy stan krytyczny osiągnięto dopiero 13 sierpnia 1983 roku. Istotnym problemem podczas budowy był brak odpowiednich przepisów i wymagań licencyjnych. Powstawały one często już w trakcie prowadzonych prac, co wymuszało wprowadzanie różnego rodzaju zmian. Wymienić tu można:

- wymagania w stosunku do zagrożeń zewnętrznych (uderzenie samolotu, eksplozja, trzęsienie ziemi);
- wymagania w stosunku do zagrożeń wewnętrznych;
- zgodność z nowymi przepisami odnośnie ochrony radiologicznej personelu.

THTR-300 był reaktorem wysokotemperaturowym o mocy termicznej $760 \text{ MW}_{\text{th}}$ i mocy elektrycznej 308 MW_e brutto / 296 MW_e netto, a jego podstawowe parametry podaje tabela 20.

Pierwszy stan krytyczny	13.08.1983
Zakończenie pracy	29.08.1989
Moc cieplna	$842 \text{ MW}_{\text{th}}$
Moc elektryczna	330 MW_e
Typ rdzenia	kulowy
Zbiornik reaktora	sprężony beton
Chłodziwo w obiegu pierwotnym	hel
Ciśnienie	4.0 MPa
Temperatura wejściowa	250°C
Temperatura wyjściowa	750°C
Przepływ chłodziwa	51.2 kg/s
Chłodziwo w obiegu wtórnym	para wodna
Gęstość mocy w rdzeniu	6.0 MW/m^3

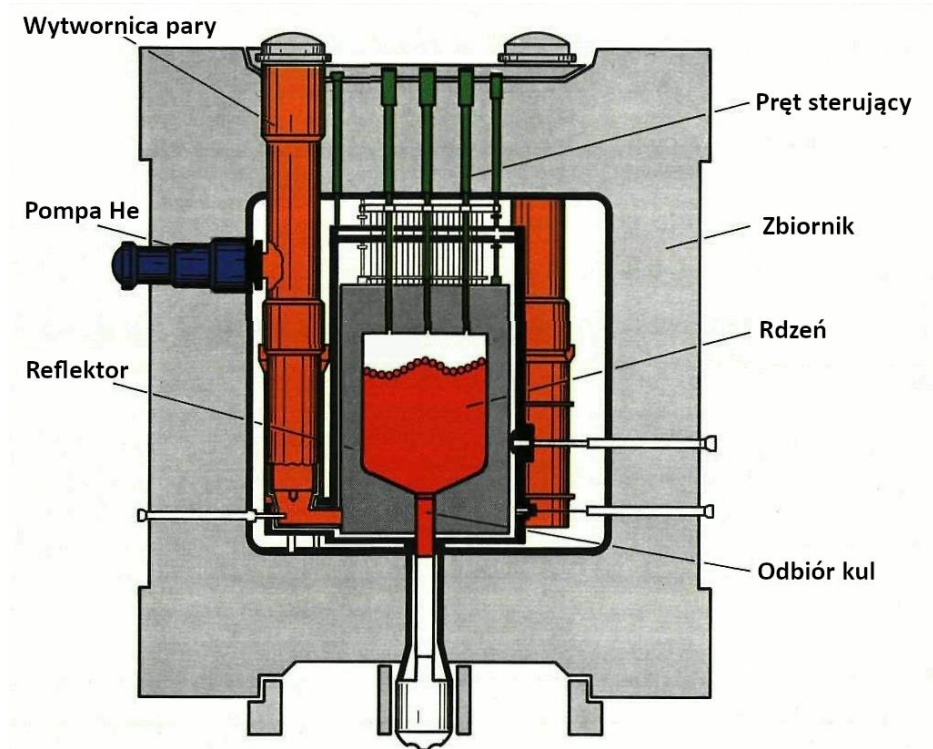
Tabela 20. Podstawowe parametry reaktora THTR-300 [53]

Decyzja o budowie prototypowego reaktora o stosunkowo dużej mocy, opartego na konstrukcji AVR, była dość odważna, bo w tym czasie nie było jeszcze doświadczeń eksploatacyjnych związanych z reaktorem z KFA. Pomimo, że oba reaktory budowane były w takim samym układzie rdzenia kulowego (usypanego), zachodziły pomiędzy nimi dość istotne różnice:

- zbiornik ciśnieniowy THTR wykonany był z betonu sprężonego betonu a nie ze stali;
- zamknięty obieg wewnętrzny helu, pozwalający na uniknięcie uwolnienia produktów rozszczepienia lub pyłu grafitowego, który może być częściowo zanieczyszczony ^{90}Sr , ^{137}Cs i/lub Ag;
- przepływ helu od góry do dołu, czyli odwrotnie niż w AVR;

- brak budynku bezpieczeństwa;
- konstrukcja i prowadzenie prętów sterujących;
- całe paliwo typu TRISO.

Pozostałe elementy, takie jak pompy cyrkulacyjne helu i pozostałe elementy obiegu pierwotnego, wytwornice pary, obsługa kul paliwowych, konstrukcyjne struktury grafitowe, itp. zostały zaprojektowane bardzo podobnie do elementów w AVR.



Rys. 33 Schemat reaktora THTR-300 [63]

Wymiary zbiornika ciśnieniowego wymiary wynosiły 16 m średnicy i 18 m wysokości przy ścianach o grubości 5 m. Został on zaprojektowany w ten sposób głównie ze względów bezpieczeństwa. Model zbiornika wykonany w skali 1:20 przetestowano pod ciśnieniem wody. Pierwsze bardzo małe pęknięcia wystąpiły przy ciśnieniu 9-12 MPa, a większe przy 19 MPa. Jednak po spadku do wartości ciśnienia roboczego (4 MPa), zbiornik pozostawał szczelny.

Usypany rdzeń reaktora złożony był z 675 tys. kul paliwowych o średnicy 6 cm. Każda z nich zawierała 0.96 g uranu o wzbogaceniu 93% oraz 10.2 g ^{232}Th . Wewnętrzna część kul zawierała cząsteczki TRISO, w których ciężkie metale były w formie tlenków. Wypalanie kul – podobnie jak w reaktorze AVR – następowało w kilku kolejnych przebiegach.

Rdzeń reaktora chłodzony był helem pod ciśnieniem 4 MPa, przepływającym z góry na dół. Jego temperatura na wejściu do rdzenia wynosiła 250°C, a na wyjściu 750°C. W trakcie pracy nominalnej przez rdzeń przepływało 51.2 kg helu na sekundę.

Gorący hel trafiał do 6 wytwornic pary, rozmieszczonych symetrycznie wokół reflektora reaktora. Poza odbieraniem ciepła w trakcie normalnej pracy, odbierały one również ciepło powyłłączeniowe w przypadku wyłączenia reaktora. W wytwornicach na godzinę powstawało

155 ton pary przegrzanej o temperaturze 550°C i ciśnieniu 18.6 MPa, która kierowana była do turbogenerатора [64].

Sterowanie reaktora zapewniało 36 prętów sterujących opuszczanych grawitacyjnie w otwory znajdujące się w reflektorze radialnym oraz 42 pręty z napędami pneumatycznymi, wpuszczane bezpośrednio w złożo kulowe rdzenia [65]. Jak się później okazało, rozwiązanie takie powodowało liczne uszkodzenia kul paliwowych.

Kilkuletnia praca reaktora THTR-300 dostarczyła wielu istotnych doświadczeń związanych z projektowaniem i eksploatacją reaktorów wysokotemperaturowych.

Doświadczenia pozytywne

- pierwszą krytyczność osiągnięto z 198180 kulami paliwowymi, co oznaczało odchylenie zaledwie o 4500 elementów od wartości projektowej i wykazało dobrą zgodność między obliczeniami teoretycznymi, a rzeczywistymi parametrami pracy;
- wszystkie pomiary reaktywności podczas faz uruchomieniowych z różnymi mediami chłodzącymi rdzeń: powietrzem, azotem i helem potwierdziły wstępne obliczenia;
- kontrola mocy na poziomach między 40% a 100% mocy nominalnej nie sprawiała żadnych problemów;
- dwa niezależne systemy wyłączania (pręty reflektorowe i pręty rdzeniowe) zapewniały wystarczającą podkrytyczność we wszystkich warunkach pracy;
- sferyczne elementy paliwowe potwierdziły zaplanowane skuteczne zatrzymywanie produktów rozszczepienia, pomimo uszkodzenia niektórych kul przez wprowadzane pręty sterujące;
- złożo kulowe umożliwiło bezproblemowy przeładunek paliwa w trakcie pracy;
- poziom narażenia radiacyjnego personelu był niski.

Doświadczenia negatywne

- usuwanie kul paliwowych było możliwe tylko przy zmniejszonym przepływie masy helu;
- uszkodzenia kul paliwowych spowodowane częstym i głębokim wsuwaniem prętów sterujących rdzeniem podczas fazy rozruchu;
- uszkodzenia śrub izolacji termicznej w kanałach gorącego gazu;
- pomiary wykazały, że temperatura helu na wyjściu z rdzenia była lokalnie wyższa i prowadziła lokalnie do wyższych temperatur elementów paliwowych, które jednak pozostawały poniżej wartości projektowych;
- masa pyłu grafitowego w obwodzie pierwotnym była wyższa niż oczekiwano - przyczyn tego efektu nie udało się wyjaśnić w czasie eksploatacji.

Reaktor THTR-300 został podłączony do sieci 16 listopada 1985 r., pracę komercyjną rozpoczął 1 czerwca 1987 r., a wyłączony został 29 września 1988 r. W czasie swojej pracy wytworzył 2.76 TWh energii elektrycznej przy współczynniku wykorzystania mocy 41.3% i współczynniku operacyjnym 56.0%. Ocenia się, że THTR osiągnął swój cel operacyjny, potwierdzając możliwość budowy i bezpiecznej eksploatacji reaktora HTR z rdzeniem typu złożo kulowe. Jego wyłączenie nie zostało spowodowane problemami technicznymi –

powody takiej decyzji miały charakter ekonomiczny, a głównie polityczny, bowiem w następstwie katastrofy w Czarnobylu w Niemczech nastąpił odwrót od energetyki jądrowej.

5.6 HTTR

Reaktor HTTR jest eksperymentalnym japońskim reaktorem wysokotemperaturowym, zlokalizowanym w ośrodku badawczym Oarai należącym do Japan Atomic Energy Agency (JAEA). Decyzja o jego powstaniu podjęta została w roku 1987 przez Japanese Atomic Energy Commission (JAEC). Budowa rozpoczęła się w marcu 1991 r., zakończyła w maju 1996 r., a stan krytyczny osiągnięto w listopadzie 1998 r. Reaktor został zaprojektowany do badań nad zaawansowanymi technologiami reaktorowymi:

- jako źródło wysokotemperaturowego ciepła procesowego – głównie w aplikacjach związanych z produkcją wodoru (reforming parowy metanu);
- jako źródło ciepła dla wysokotemperaturowej turbiny gazowej;

Ze względu na taki sposób wykorzystania, reaktor – w przeciwieństwie do kilku omawianych wcześniej reaktorów – nie był przewidziany do komercyjnego wytwarzania energii elektrycznej, w związku z czym nie jest wyposażony w turbogenerator

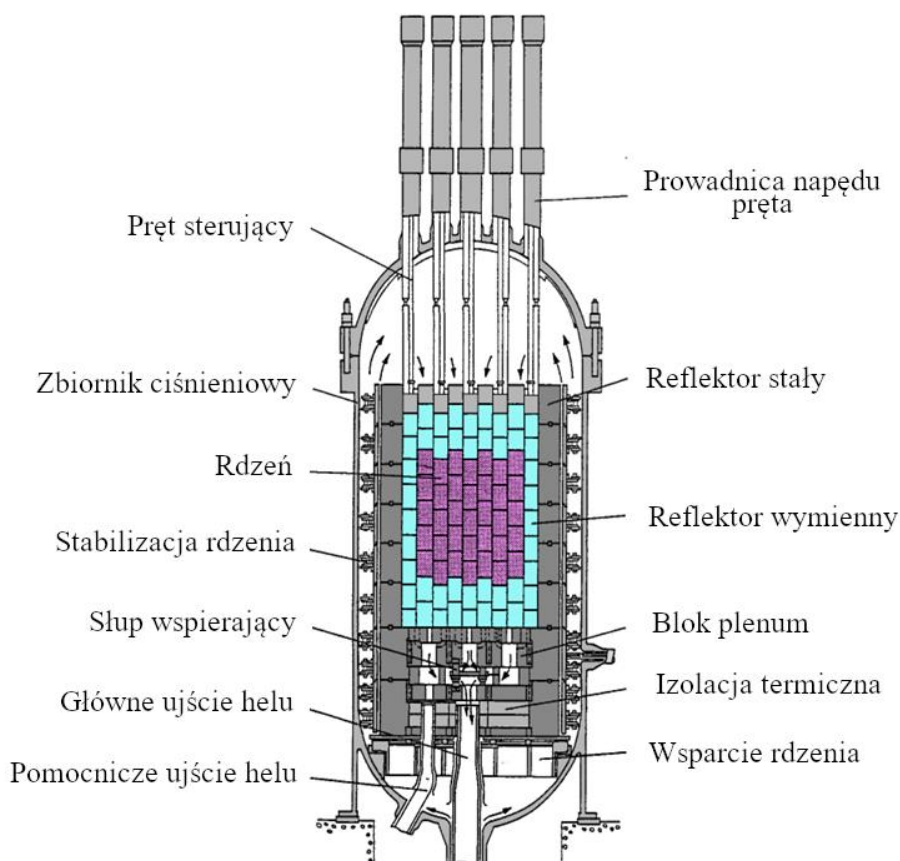
Pierwszy stan krytyczny	10.11.1998
Zakończenie pracy	-
Moc cieplna	30 MW _{th}
Moc elektryczna	-
Typ rdzenia	pryzmatyczny
Zbiornik reaktora	stal CrMo
Chłodziwo w obiegu pierwotnym	hel
Ciśnienie	4.0 MPa
Temperatura wejściowa	395°C
Temperatura wyjściowa	850°C/950°C
Przepływ chłodziwa	10.2 kg/s
Chłodziwo w obiegu wtórnym	hel/woda
Gęstość mocy w rdzeniu	2.5 MW/m ³

Tabela 21. Podstawowe parametry reaktora HTTR [66]

Reaktor wyposażony jest w zbiornik ciśnieniowy o średnicy 5.5 m i wysokości 13.2 m, wykonany ze stali 21/4 Cr1Mo. Stal chromowo-molibdenowa została użyta ze względu na większą odporność mechaniczną przy wysokich temperaturach w porównaniu ze stałą manganowo-molibdenową, używaną powszechnie w reaktorach PWR. Zbiornik zamknięty jest pokrywą dolną i górną, przez którą przechodzi 31 rur, z których 16 zawiera napędy prętów

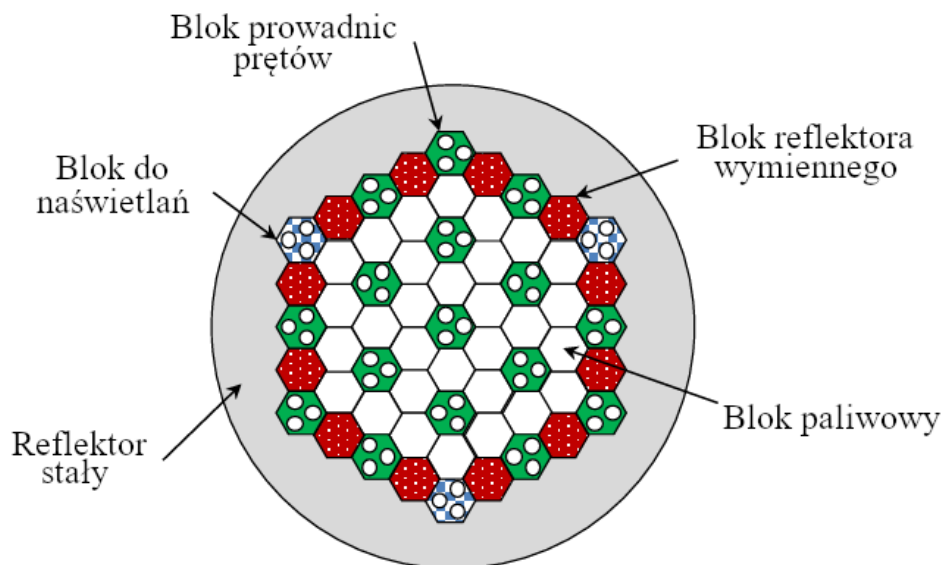
sterujących. Wewnątrz zbiornika ciśnieniowego znajduje się rdzeń otoczony stałym reflektorem grafitowym oraz konstrukcja wspierająca.

Rdzeń reaktora złożony jest z heksagonalnych bloków o wysokości 58 cm i mniejszej średnicy 36 cm. Bloki, ustawione jeden na drugim, tworzą kolumny. Każda z kolumn zbudowana jest z 2 bloków grafitowych reflektora dolnego, 5 bloków paliwowych lub bloków prowadzących pręty sterujące oraz 2 bloków reflektora górnego. Rdzeń otoczony jest jedną warstwą kolumn reflektora wymiennego, w skład którego wchodzi 9 kolumn prętów sterujących, 12 pełnych kolumn reflektora oraz 3 kolumny do naświetlań. Schemat reaktora pokazano na rys. 34, a układ kolumn w rdzeniu na rys. 35.



Rys. 34 Schemat reaktora HTTR [67]

Bloki paliwowe, w zależności od rodzaju, zawierają 31 lub 33 kanały paliwowe o średnicy 41 mm, w których umieszczone są pręty paliwowe. Pręty mają postać grafitowej rurki, wewnątrz której znajduje się 14 kompaktów paliwowych o kształcie walca z osiowym otworem. Każdy kompakt ma 39 mm wysokości, 26 mm średnicy zewnętrznej, 10 mm średnicy wewnętrznej i zawiera ok. 13 tys. kuleczek paliwa, przy stopniu upakowania 30%.



Rys. 35 Układ kolumn w rdzeniu reaktora HTTR [67]

Stosowane jest paliwo TRISO o średnicy kernela 0.60 mm i średnicy zewnętrznej 0.92 mm. W kernelu znajduje się paliwo UO_2 o wzbogaceniu poniżej 10% (średnio 6%).

Sterowanie reaktora zapewnia 7 par prętów sterujących znajdujących się w blokach rdzenia oraz 9 par znajdujących się w blokach reflektora. Pręty sterujące opuszczane są na linkach, co w przypadku przepływu chłodziwa z góry na dół daje pewność ich opuszczenia. Reaktor wyposażony jest również z rezerwowego systemu wyłączeniowego (RSC), który polega na wsypywaniu pastylek z borem do trzeciego otworu w blokach prętów sterujących. Również tu, ze względu na kierunek przepływu chłodziwa, rozwiązanie takie jest skuteczne.

Rdzeń reaktora chłodzony jest helem przepływającym przy ciśnieniu 4 MPa. Chłodziwo wchodzące do rdzenia przepływa centralnym otworem elementów paliwowych oraz wokół grafitowych koszulek elementów paliwowych, które odsunięte są od ścian kanałów paliwowych pionowymi żebrami. W przeciwieństwie do geometrii rdzenia wywodzącej się z reaktora FSV, nie ma tu specjalnych kanałów chłodzenia.

Ciepło odbierane z reaktora trafiać może do dwóch obwodów:

- pośredniego wymiennika ciepła hel/hel (IHX)
- chłodnicy pracującej z wodą pod ciśnieniem (PPWC).

W normalnych warunkach pracy oba systemy działają jednocześnie, usuwając z reaktora 10 MW i 20 MW odpowiednio. Możliwa jest jednak praca, w której całe 30 MW usuwane jest przez PPWC [67].

Poza tymi systemami reaktor posiada również pomocniczy system chłodzenia (ACS), wyposażony w dmuchawy i chłodnicę powietrza, mogący odprowadzić strumień 3.5 MW. Układ ten jest uruchamiany automatycznie podczas scramu.

Zarówno zbiornik ciśnieniowy reaktora jak i przedstawione wyżej układy odprowadzania ciepła znajdują się w metalowym zbiorniku obudowy reaktora. Jest to szczelny, w przybliżeniu cylindryczny zbiornik o wysokości 30.3 m i średnicy 18.5 m, którego ściana ma grubość 3 cm.

Jego zadaniem jest zatrzymywanie ewentualnych uwolnień z reaktora lub elementów odbioru ciepła.

Reaktor HTTR osiągnął stan krytyczny 10 listopada 1998 r., a nominalną moc cieplną 30 MW 7 grudnia 2001 r.. Licencja na normalną pracę wydana została 6 marca 2002 r. i od tego czasu reaktor pracował dostarczając cennych danych eksploatacyjnych aż do katastrofy w Fukushima 11 marca 2011 r. W tym okresie miały miejsce tylko 3 zdarzenia prowadzące do awaryjnego wyłączenia reaktora, które zgodnie z przepisami musiały być zgłoszone do instytucji rządowych [68]:

1 października 1999 r.

Awaryjne wyłączenie spowodowane stopieniem bezpiecznika w konsoli sterowania pompą cyrkulacyjną helu. Według oceny, przyczyną był błąd ludzki. Zdarzenie nie spowodowało żadnych skutków dla otoczenia;

8 lipca 2000 r.

Awaryjne wyłączenie spowodowane nieprawidłowym sygnałem czujnika pompy cyrkulacyjnej helu. Zdarzenie nie spowodowało żadnych skutków dla otoczenia;

21 maja 2003 r.

Awaryjne wyłączenie spowodowane uszkodzeniem przekaźnika pompy cyrkulacyjnej helu. Zdarzenie nie spowodowało żadnych skutków dla otoczenia;

W momencie trzęsienia ziemi reaktor był wyłączony ze względu na przeprowadzaną okresową inspekcję, a zarówno temperatura jak i ciśnienie w obiegu pierwotnym były praktycznie na poziomie otoczenia. Okazało się jednak, że spowodowane trzęsieniem ziemi przyspieszenia poziome i pionowe, którym był poddany, wykraczały znacząco poza wartości projektowe. Pomimo wyłączenia reaktora, systemy kontrolne cały czas działały i prawidłowo uruchomiły sygnał scram, który powinien działający reaktor zatrzymać. Jednocześnie, spowodowane trzęsieniem ziemi przerwanie dostaw energii elektrycznej spowodowało uruchomienie generatorów awaryjnych, które zgodnie z założeniem pracowały trzy dni. Wydarzenia te dobrze świadczą o skuteczności układów bezpieczeństwa. W następstwie zaistniałej sytuacji reaktor został poddany szczegółowej inspekcji, mającej ustalić ewentualne uszkodzenia. Te okazały się mniejsze od oczekiwanych, a wyciągnięte wnioski pozwoliły na zaproponowanie stosownych modyfikacji, podnoszących poziom bezpieczeństwa.

Skutki Fukushimy dla japońskiego sektora jądrowego okazały się jednak długofalowe i HTTR został ponownie uruchomiony dopiero 30 lipca 2021 r. Od tego czasu udało się jednak przeprowadzić dwa bardzo istotne testy bezpieczeństwa dotyczące samoczynnego wyłączenia reaktora w sytuacji awarii typu LOCF (Loss of Coolant Flow). Pierwszy z eksperymentów przeprowadzono jeszcze w roku 2010, a poniżej ich zestawienie [69]:

Rok 2010 *praca na poziomie 30% mocy nominalnej (9 MWth)*

- awaryjne wyłączenie wszystkich pomp cyrkulacyjnych helu obiegu pierwotnego
- awaryjne unieruchomienie prętów sterujących

Rok 2022 *praca na poziomie 30% mocy nominalnej (9 MWth)*

- awaryjne wyłączenie wszystkich pomp cyrkulacyjnych helu obiegu pierwotnego
- awaryjne unieruchomienie prętów sterujących
- uszkodzenie jednej linii systemu chłodzenia zbiornika ciśnieniowego reaktora

Rok 2024 *praca na poziomie 100% mocy nominalnej (30 MW_{th})*

- awaryjne wyłączenie wszystkich pomp cyrkulacyjnych helu obiegu pierwotnego
- awaryjne unieruchomienie prętów sterujących

We wszystkich przeprowadzonych eksperymentach nastąpiło oczekiwane samoczynne wyłączenie reaktora, spowodowane działaniem temperaturowych sprzężeń zwrotnych oraz pasywnym odprowadzaniem ciepła. Badania te mają bardzo istotne znaczenie dla analiz bezpieczeństwa reaktorów wysokotemperaturowych.

5.7 HTR-10

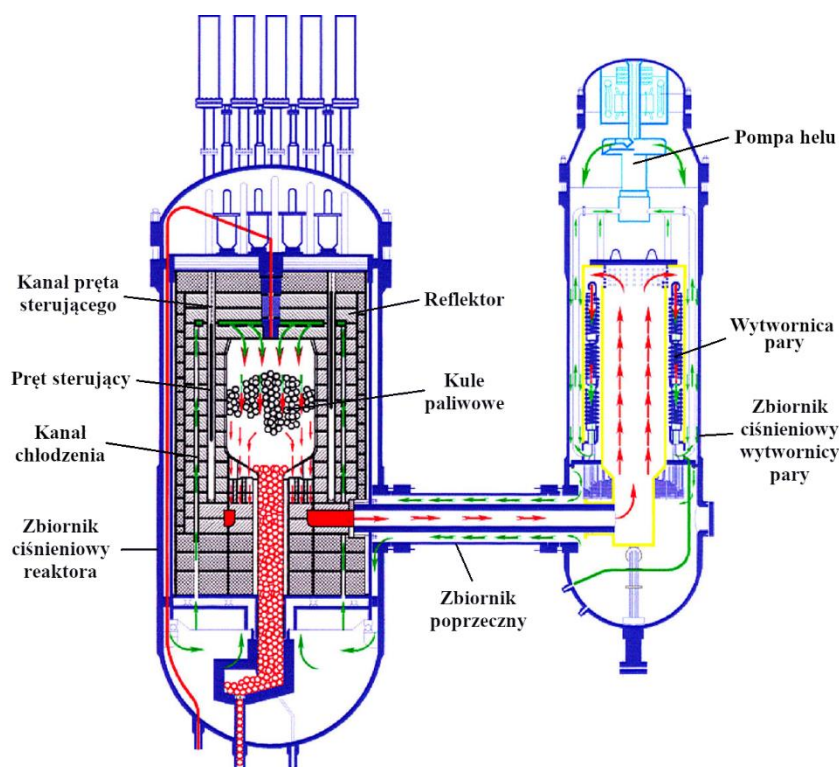
Reaktor HTR-10 jest eksperymentalnym chińskim reaktorem wysokotemperaturowym, znajdującym się w Instytucie Technologii Jądrowych i Nowych Energii (INET) na Uniwersytecie Tsinghua w Pekinie. W latach 80-tych w Chinach zainspirowano się niemieckimi badaniami nad reaktorami HTGR, w tym reaktorami AVR i THTR i na skutek tego w roku 1992 rząd chiński podjął decyzję o budowie eksperymentalnego reaktora HTR o mocy 10 MW_{th}. Rozpoczęta w roku 1995 budowa trwała 4 lata, a stan krytyczny osiągnięto 21 grudnia 2000 r. Podstawowe parametry reaktora podaje tabela 22.

Pierwszy stan krytyczny	21.12.2000
Zakończenie pracy	-
Moc cieplna	10 MW _{th}
Moc elektryczna	-
Typ rdzenia	kulowy
Zbiornik reaktora	stal C-Mn-Si
Chłodziwo w obiegu pierwotnym	hel
Ciśnienie	3.0 MPa
Temperatura wejściowa	250°C
Temperatura wyjściowa	700°C
Przepływ chłodziwa	4.3 kg/s
Chłodziwo w obiegu wtórnym	para wodna
Gęstość mocy w rdzeniu	2.0 MW/m ³

Tabela 22. Podstawowe parametry reaktora HTR-10 [53]

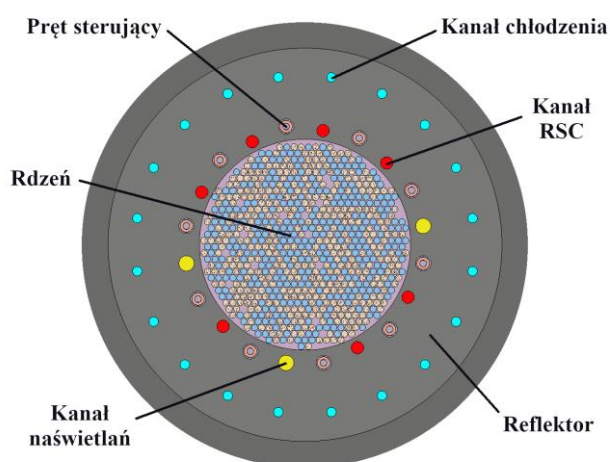
HTR-10 jest zbudowany w układzie rdzenia usypanego (kulowego), którego konstrukcja przypomina częściowo rozwiązania stosowane w reaktorze THTR-300. Jego centralną częścią

jest grafitowy reflektor, otaczający przestrzeń rdzenia, wypełnioną kulami paliwowymi. Jednak w przeciwieństwie do reaktora niemieckiego, HTR-10 posiada stalowy zbiornik ciśnieniowy, a pręty sterujące prowadzone są wewnątrz reflektora i nie są wciskane w złożo kulowe. Reaktor jest zintegrowany ze znajdującą się obok niego wytwornicą pary. Zbiorniki reaktora i wytwornicy pary połączone są charakterystycznym zbiornikiem poprzecznym (cross vessel). Układ ten pokazuje rys. 36.



Rys. 36 Układ reaktora HTR-10 z wytwornicą pary [70]

Schłodzony hel, wracający z wytwornicy pary, wpływa do dolnej przestrzeni reaktora i przez kanały w reflektorze przepływa do przestrzeni ponad rdzeniem, z której trafia od góry do rdzenia. Układ kanałów pokazuje rys. 37.



Rys. 37 Przekrój poprzeczny przez rdzeń i reflektor [70]

Wpływający do rdzenia hel o temperaturze 250°C ogrzewa się do 700°C i wychodzi poniżej rdzenia centralnym kanałem prowadzącym do wytwornicy pary, w której zostaje schłodzony. Następnie trafia do pompy cyrkulacyjnej znajdującej się w górnej części zbiornika wytwornicy pary, która wtłacza go znowu do reaktora.

Wytwornica pary dostarcza w ciągu godziny 12.5 tory pary przegrzanej o temperaturze 440°C i ciśnieniu 4.0 MPa, ale ani turbina parowa, ani generator nie były standardowymi elementami układu reaktora.

Grafitowy reflektor radialny o grubości 1 m ogranicza obszar aktywnego rdzenia o średnicy 1.8 m i średniej wysokości 1.97 m, mieszczący około 27 tys. kul paliwowych. Przez reflektor przechodzi 20 pionowych kanałów przepływu helu, 10 kanałów prętów sterujących, 7 kanałów rezerwowego systemu wyłączeniowego (RSC) oraz 3 kanały do naświetlań. Reflektor otoczony jest warstwą bloków grafitowych z borem, stanowiącą osłonę przed uciekającymi neutronami.

Podobnie jak w AVR i THTR-300, w reaktorze używane jest paliwo w postaci grafitowych kul z mikrosferami paliwowymi. Tak jak było to w Niemczech, stosowane są kule o średnicy 6 cm. Każda kula paliwowa zawiera ok. 5 g uranu o wzbogaceniu 17%. W ich centralnej części, o średnicy 5 cm, znajdują się cząsteczki paliwa TRISO w umieszczone w matrycy grafitowej. Cząsteczki TRISO zbudowane są z mikrosfery paliwowej (kernel) otoczonej warstwami węgla pirolitycznego (PyC) i karborundu (SiC). Szczegóły budowy cząsteczki TRISO podaje tabela 23.

Material	UO ₂	PyC	PyC	SiC	PyC
Średnica mm	0.50	0.68	0.76	0.83	0.91
Gęstość g/cm ³	10.40	1.10	1.90	3.18	1.90

Tabela 23. Budowa cząsteczek TRISO w reaktorze HTR-10 [71]

Kule paliwowe wypalane są w kilku kolejnych przejściach przez rdzeń. Po każdym przejściu mierzony jest poziom wypalenia kuli i jeżeli jest niższy od założonego, kula trafia ponownie do rdzenia. Przeciętnie, kule przechodzą przez rdzeń 5 razy, a poziom wypalenia wynosi 80 GWd/tU.

Sterowanie HTR-10 zapewnia 10 prętów sterujących wykonanych z B₄C, poruszających się w kanałach reflektora radialnego, które wykorzystywane są podczas normalnych operacji oraz w przypadku wyłączania reaktora. Podczas uruchamiania reaktora reaktywność jest dodatkowo regulowana poprzez wpuszczanie do rdzenia kul grafitowych nie zawierających paliwa.

Reaktor wyposażony jest w dwa systemy wyłączeniowe:

- system prętów sterujących
- system RSC

Drugi z tych systemów znany jest z innych reaktorów (również pryzmatycznych) i polega na wrzuceniu do kanałów w reflektorze małych elementów absorbujących. Oba systemy są w stanie doprowadzić reaktor do warunków zimnego wyłączenia. Możliwe jest również

wyłączenie reaktora spowodowane wyłączeniem pomp cyrkulacyjnych helu. Jest to istotna cecha bezpieczeństwa reaktora, która była badana w przeprowadzanych testach. Zachowanie takie jest możliwe, bowiem ze względu na silne ujemne współczynniki temperaturowe reaktywności, wzrost temperatury prowadzi do wyłączenia reaktora, a jednocześnie usuwanie ciepła powyłączeniowego nie wymaga cyrkulacji chłodziwa helowego.

Reaktor HTR-10 został zbudowany i uruchomiony jako instalacja pilotażowa w celu zademonstrowania inherentnych cech bezpieczeństwa reaktora HTR. Jego zadaniem było umożliwienie zdobycia doświadczeń eksploatacyjnych, pozwalających na budowę reaktorów komercyjnych o większej mocy. Rzeczywiście, zdobyte doświadczenia umożliwiły budowę komercyjnego reaktora HTR-PM.

W trakcie eksploatacji reaktora przeprowadzono wiele ważnych testów bezpieczeństwa, w tym dwa testy zachowania podczas poważnych sytuacji awaryjnych ATWS (Anticipated Transient Without Scram). Przypadki, w których dochodzi do awarii wymagającej zatrzymania reaktora, ale zatrzymanie nie następuje, są potencjalnie najgroźniejszymi zdarzeniami. Do tej kategorii przypadków zalicza się również katastrofa w Czarnobylu.

W październiku 2003 r. przeprowadzone zostały dwa testy ATWS:

- zatrzymanie przepływu helu – bez automatycznego wyłączenia reaktora
- wprowadzenie reaktywności do rdzenia (wycofanie jednego pręta sterującego) – bez automatycznego wyłączenia reaktora

W obu przypadkach nastąpiło samoczynne wyłączenie reaktora spowodowane działaniem ujemnych temperaturowych współczynników reaktywności. Wyniki eksperymentów pozwoliły na weryfikację narzędzi obliczeniowych oraz późniejsze symulowanie sytuacji awaryjnych zachodzących w innych warunkach.

5.8 HTR-PM

HTR-PM jest komercyjną jednostką uruchomioną w Chinach, w elektrowni Shidao Bay nad Morzem Żółtym. W rzeczywistości są to dwa bliźniacze reaktory wysokotemperaturowe o mocy cieplnej 250 MW_{th} każdy, których konstrukcja wzorowana jest na reaktorze HTR-10. Każdy z reaktorów połączony jest z własną wytwornicą pary, natomiast para z obu wytwornic kierowana jest na jeden turbogenerator o mocy 210 MW_e. Pierwsze prace projektowe nad nowym reaktorem rozpoczęły się już w roku 2001, ale pomimo zaawansowanych przygotowań budowa rozpoczęła się dopiero w grudniu 2012 r. Pierwszy stan krytyczny osiągnięto 12 września 2021 r., podłączenie do sieci nastąpiło 14 grudnia 2021 r., a praca komercyjna rozpoczęła się 6 grudnia 2023 r. Podstawowe parametry reaktora podaje tabela 24.

Ponieważ reaktory wzorowane są na HTR-10, ich budowa jest podobna. Elementy reaktora znajdują się w zbiorniku ciśnieniowym reaktora, wytwornica pary oraz pompa cyrkulacyjna helu umieszczone są w zbiorniku ciśnieniowym wytwornicy pary, a oba te zbiorniki połączone są zbiornikiem poprzecznym (cross vessel), wewnątrz którego znajdują się kanały przepływu gorącego i chłodnego helu. Szczegółowe rozwiązanie jest tu nieco inne niż w HTR-10, gdyż zbiornik wytwornicy pary jest obniżony w stosunku do zbiornika reaktora. Jest to podyktowane

względami bezpieczeństwa i ma na celu uniknięcie zagrożenia wtargnięcia wody do reaktora w przypadku uszkodzenia wytwornicy pary.

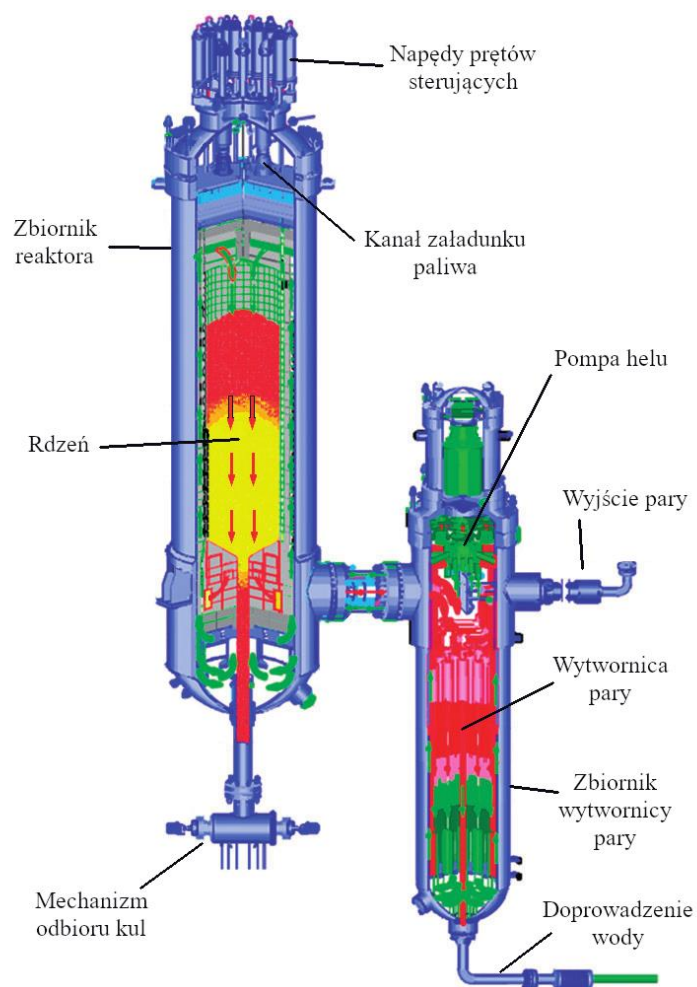
Pierwszy stan krytyczny	12.09.2021
Zakończenie pracy	-
Moc cieplna	500 MW _{th}
Moc elektryczna	200 MW _e
Typ rdzenia	kulowy
Zbiornik reaktora	stal C-Mn-Si
Chłodziwo w obiegu pierwotnym	hel
Cisnienie	7.0 MPa
Temperatura wejściowa	250°C
Temperatura wyjściowa	750°C
Przepływ chłodziwa	7.0 kg/s
Chłodziwo w obiegu wtórnym	para wodna
Gęstość mocy w rdzeniu	3.22 MW/m ³

Tabela 24. Podstawowe parametry reaktora HTR-PM [72]

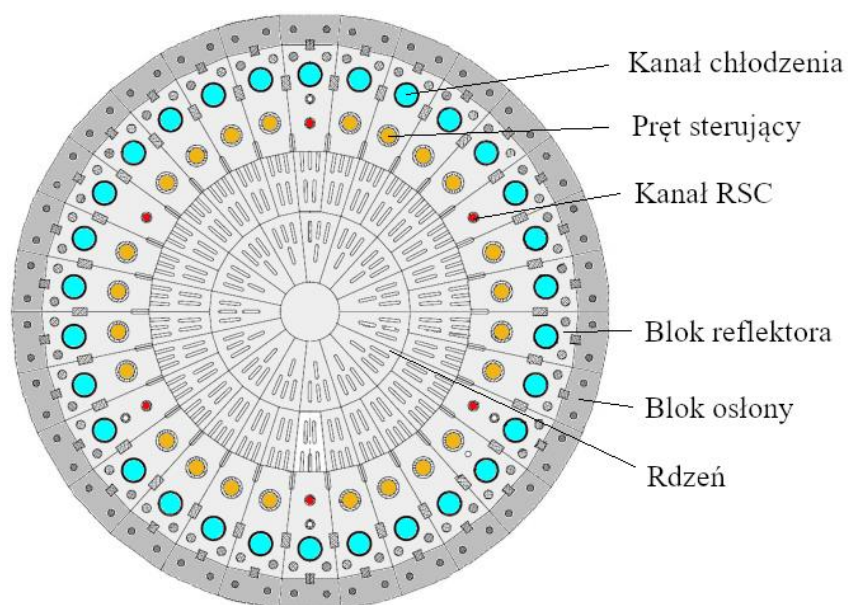
Elementy reaktora znajdują się w stalowym zbiorniku ciśnieniowym o wysokości 25 m, średnicy zewnętrznej 6.0 m i wewnętrznej 5.7 m. Aktywny rdzeń, o wysokości 11 m i średnicy 3.0 m, składa się z ok. 420 tys. kul paliwowych i znajduje się w przestrzeni wewnątrz reflektora radialnego. Układ reaktora pokazuje rys. 38.

Choć układ HTR-PM jest wzorowany na HTR-10, to pomiędzy reaktorami występują pewne różnice w szczegółowych rozwiązaniach, polegające nie tylko na innych wymiarach. Jest to widoczne szczególnie w przypadku reflektora, przez który tu przechodzi 30 kanałów chłodzenia, 24 kanały prętów sterujących oraz 6 kanałów rezerwowego systemu wyłączeniowego (RSC). Sam reflektor, podobnie jak w HTR-10 jest otoczony warstwą bloków grafitowych z borem, stanowiących osłonę zbiornika reaktora. Przekrój poprzeczny przez reflektor pokazuje rys. 39.

Wymiary kul paliwowych stosowanych w reaktorze HTR-PM są takie same jak w HTR-10, takie same są również parametry cząsteczek TRISO – poza wzbogaceniem, które tu wynosi 8.6%. Ze względu na niższe wzbogacenie kule paliwowe zawierają ok. 7 g uranu, czyli więcej niż w HTR-10 (5 g). Wynika to z większego upakowania cząsteczek TRISO w aktywnej części kuli paliwowej, które wynosi ok. 7%. Upakowanie kul w objętości rdzenia wynika z geometrii, a zatem jest w obu reaktorach takie samo i wynosi 61%. Przeciętne wypalenie wynosi 90 GWd/tU, a kule w rdzeniu przebywają średnio 70.5 dnia, przechodząc przez niego 15 razy [73].



Rys. 38 Układ reaktora HTR-PM [74]



Rys. 39 Przekrój poprzeczny przez reflektor reaktora HTR-PM [74]

Reaktor HTR-PM powstał jako jednostka komercyjna, dostarczająca do sieci energię elektryczną, ale jest on przede wszystkim demonstratorem technologii reaktorów HTR z rdzeniem kulowym. Oczekuje się, że reaktor powinien osiągnąć następujące podstawowe cele techniczne:

Demonstracja inherentnych cech bezpieczeństwa

Inherentne cechy bezpieczeństwa wymagają, aby w przypadku jakiegokolwiek sytuacji awaryjnej temperatury elementów paliwowych nigdy nie przekroczyły założonego limitu, bez stosowania jakichkolwiek aktywnych systemów awaryjnych (np. systemów chłodzenia rdzenia lub specjalnych systemów wyłączania itp.), zamiast których mają działać mechanizmy pasywne. Oznacza to, że nawet w przypadku awarii typu ATWS nie dojdzie do uszkodzenia paliwa, skutkującego uwolnieniem radioaktywnych produktów rozszczepienia do środowiska.

Demonstracja konkurencyjności ekonomicznej

Budowa elektrowni demonstracyjnej nie może być prowadzona na zasadach czysto komercyjnych i wymaga zewnętrznego wsparcia. Ma ona jednak wykazać, że w jej trakcie możliwe jest utrzymanie przyjętego harmonogramu i kosztorysu, a późniejsza wydajność pracy będzie odpowiednio wysoka. Elektrownia demonstracyjna musi jasno wykazać, że kolejne elektrownie tego typu, lub stanowiące jego rozwinięcie, będą konkurencyjne w stosunku do elektrowni LWR bez żadnego dodatkowego wsparcia.

Potwierdzenie sprawdzonych technologii

Projekt elektrowni wykorzystuje doświadczenia zdobyte nie tylko podczas eksploatacji działających wcześniej reaktorów HTR, ale również sprawdzone technologie, stosowane w nowoczesnych elektrowniach cieplnych, pracujących z parą o wysokich parametrach. Zgodna z oczekiwaniem praca komercyjnej elektrowni z reaktorem wysokotemperaturowym potwierdzi skuteczność wykorzystywania tych rozwiązań i ułatwi prowadzenie prac nad kolejnymi modelami reaktorów komercyjnych.

Standaryzacja i modularyzacja

Elektrownia demonstracyjna HTR-PM zbudowana jest z dwóch modułów, zasilających jeden turbogenerator. Oczekuje się, że pozytywne doświadczenia eksploatacyjne pozwolą na stosowanie tego typu rozwiązań na szerszą skalę.

Reaktor HTR-PM został podłączony do sieci 14 grudnia 2021 r., a pracę komercyjną rozpoczął 6 grudnia 2023 r., a więc do tej pory nie ma zbyt wielu danych eksploatacyjnych. Jednak dostępne dane za rok 2023 pokazują współczynnik operacyjny 100% i współczynnik wykorzystania mocy 100.4% [35]. Co prawda na tej podstawie trudno na razie mówić o ostatecznym sukcesie projektu, ale w porównaniu z innymi reaktorami rozpoczynającymi pracę jest to bez wątpienia wynik bardzo dobry.

5.9 Doświadczenia eksploatacyjne reaktorów HTR

Pierwszy reaktor wysokotemperaturowy osiągnął stan krytyczny w roku 1964, czyli 60 lat temu. Od tego czasu uruchomionych zostało 7 reaktorów HTR, a 4 z nich wytwarzały energię elektryczną na zasadach komercyjnych. Wszystkie reaktory były chłodzone helem, ale od samego początku rozwijane były dwie technologie:

- reaktorów z rdzeniem stałym (pryzmatycznym)
- reaktorów z rdzeniem kulowym (usypanym).

Do tej pory nie udało się jednoznacznie wykazać, że któreś z tych rozwiązań jest zdecydowanie lepsze. Reaktory z rdzeniem kulowym rozwijane były przede wszystkim w Niemczech, a po wygaszeniu tych prac w roku 1989 prace prowadzone były dalej w Chinach oraz w RPA (PBMR), gdzie jednak dość szybko zostały przerwane. Reaktory z rdzeniem pryzmatycznym rozwijane były w USA oraz w Korei, ale do doświadczeń eksploatacyjnych zaliczyć można rozległe brytyjskie doświadczenia z reaktorami MAGNOX i AGR.

Po intensywnym okresie badań trwających do końca lat 80-tych, prace nad reaktorami HTR i w Europie i w USA praktycznie wstrzymano, a działające jednostki zostały z różnych powodów wyłączone. Sytuacja taka bez wątpienia nie była spowodowana problemami reaktorów, a wynikała z jednej strony z dominacji reaktorów lekkowodnych, z drugiej zaś ze zmiany nastawienia politycznego. Warto zauważyć, że ostatni reaktor jądrowy w USA (nie licząc WATTS BAR-2) rozpoczął pracę komercyjną w 1996 r., w Niemczech w 1989 r., a we Francji w 2002 r. Tendencja odwrotu od energetyki jądrowej jest więc wyraźna.

Eksploatacja reaktorów HTR (również AGR) dostarczyła wielu doświadczeń, wskazujących na różnego rodzaju problemy, wymagające właściwego rozwiązania. Każdy z reaktorów dostarczył w tym zakresie szczegółowych danych, ale na tej podstawie ustalić można następujące obszary wymagające szczególnej uwagi:

Problemy związane z grafitem

O ile produkcja grafitu jądrowego jest dobrze opanowana i nie powoduje problemów technologicznych, to cały czas istotne są zagadnienia związane z uszkodzeniami radiacyjnymi grafitu i jego ewentualnym utlenianiem (pożarem). Temperatury pracy reaktorów HTR powodują, że nie występuje w nich zagrożenie związane z gromadzeniem i uwolnieniem energii Wignera, ale możliwe są uszkodzenia radiacyjne grafitu będącego głównym materiałem konstrukcyjnym rdzenia. Najobszerniejszych danych w tym obszarze dostarczyły badania związane z reaktorami AGR, które umożliwiły ustalenie optymalnych warunków pracy, przy których uszkodzenia takie są najmniejsze. Należy jednak zauważyć, że problem ten cały czas w pewnym zakresie występuje, bowiem przewidywany czas życia zarówno reaktorów AGR jak i reaktora HTR-PM określa się na 40 lat, a budowanych obecnie reaktorów LWR na minimum 60 lat.

Zdarzenia związane z wniknięciem wody

Przedostanie się wody do rdzenia, czy choćby wilgoci do obiegu chłodziwa (helu), może powodować poważne problemy, skutkujące uszkodzeniem grafitu, uszkodzeniem paliwa, korozją elementów stalowych, a nawet – jak w FSV – uszkodzeniem napędów prętów sterujących. Najpoważniejszym zagrożeniem jest bez wątpienia woda pochodząca z uszkodzonej wytwornicy pary. Jednak woda w reaktorze może pochodzić również z innych

źródła: z nieszczelnych łożysk pomp cyrkulacyjnych, z odgazowania grafitu, czy z betonowego zbiornika reaktora. Zabezpieczenia przed tym zagrożeniem polegają na stosowaniu odpowiednich rozwiązań konstrukcyjnych, w których wytwornica pary znajduje się poniżej poziomu rdzenia, a pompa cyrkulacyjna znajduje się w zbiorniku wytwornicy pary (HTR-PM). Jednocześnie bardzo istotne są stosowane czynniki wilgoci oraz systemy usuwania wilgoci z chłodziwa.

Zdarzenia związane z obiegiem pierwotnym helu

Ograniczenie przepływu chłodziwa przez rdzeń może być spowodowane różnymi przyczynami, w tym uszkodzeniem pompy cyrkulacyjnej, czy zwiększonym przepływem pobocznym (bypass flow). Inny problem może być związany z powstającymi na skutek przepływu wibracjami, prowadzącymi do uszkodzeń elementów. Zagadnienia te muszą być przede wszystkim właściwie zdiagnozowane na etapie projektu. Ograniczenie przepływu przez rdzeń prowadzić może do wzrostu temperatury elementów paliwowych, prowadzącej do uszkodzeń i uwolnień radioaktywnych produktów rozszczepienia. Nowoczesne reaktory HTR, zarówno pryzmatyczne (HTTR) jak i kulowe (HTR-10), poddawane były testom polegającym na utracie chłodzenia bez aktywowania operacji scram, w trakcie których następowało pasywne wyłączenie reaktora. Oznacza to, że dzięki odpowiedniej konstrukcji zagrożenia związane z utratą chłodzenia mogą być znacząco ograniczone.

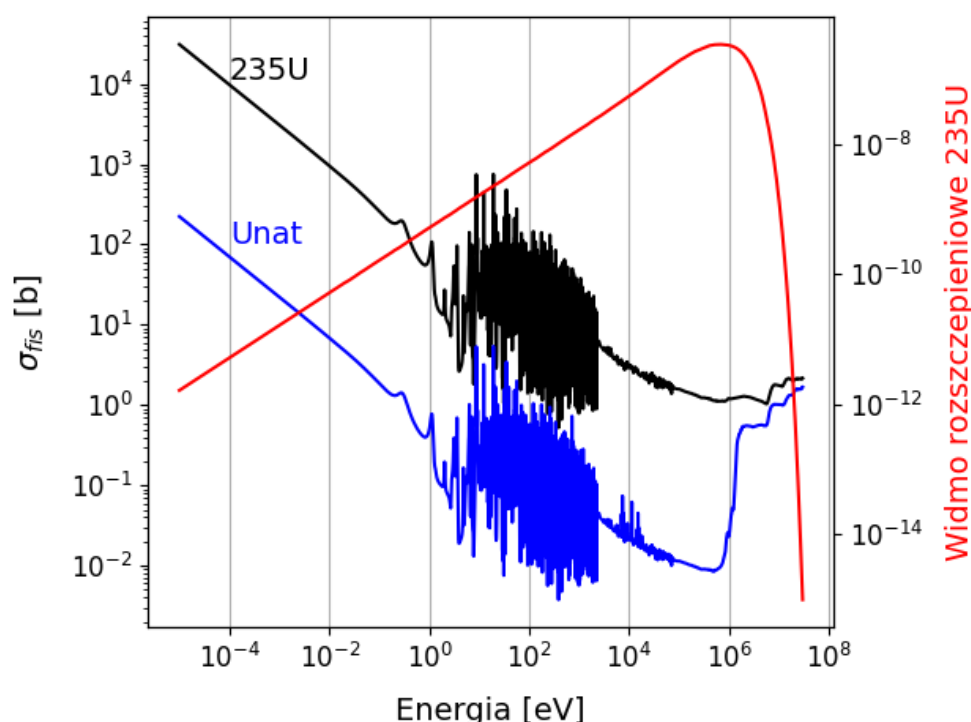
Zagadnienia związane z paliwem

Podstawowym wymaganiem jest wysoka odporność paliwa na wysokie temperatury, zapewniająca utrzymanie jego szczelności – również w warunkach związanych z sytuacjami awaryjnymi. Wymagania te są obecnie spełniane dzięki znaczącemu postępowi w konstrukcji paliwa TRISO, ale niektóre zagadnienia, na przykład związane z migracją produktów rozszczepienia, cały czas wymagają badań. Do tego obszaru zalicza się kwestia powstawania pyłu grafitowego oraz mechanicznych uszkodzeń elementów paliwowych. Problemy te są szczególnie istotne w przypadku reaktorów z rdzeniem usypanym, w przypadku którego kule w trakcie przemieszczania trą o siebie oraz o reflektor. Szczególnym przypadkiem był reaktor THTR-300, w którym kule były dodatkowo uszkodzane przez wciskane pręty sterujące, ale takie rozwiązanie nie było w żadnym innym przypadku stosowane.

Dotychczasowe doświadczenia pozwalają na projektowanie nowoczesnych reaktorów HTR, w których powyższe problemy są maksymalnie zredukowane, pozwalając na ich bezpieczną i wieloletnią pracę. Jednocześnie można oczekiwać, że gromadzone cały czas wnioski z eksploatacji nowych reaktorów w rodzaju HTR-PM i jego następców, rzeczywiście będą w stanie wykazać konkurencyjność technologii HTR w stosunku do powszechnie używanych reaktorów LWR.

6. Grafit jądrowy

Od początku rozwoju reaktorów jądrowych grafit używany był jako moderator oraz podstawowy materiał konstrukcyjny rdzenia. Zadanie moderatora w reaktorze polega na spowolnieniu neutronów powstałych podczas reakcji rozszczepienia. Neutrony rozszczepieniowe mają wysokie energie, a ich widma dla większości izotopów są bardzo podobne: średnia energia wynosi ok. 2 MeV, natomiast energia najbardziej prawdopodobna ok. 1 MeV. Jednocześnie przekroje czynne na rozszczepienie izotopów takich jak ^{235}U czy ^{239}Pu dla energii 2 MeV wynoszą 20b i 18b, za to dla energii termicznej 25 meV odpowiednio 587b i 747b. Spowolnienie (termalizacja) neutronów pozwala więc na przesunięcie widma w stronę niższych energii, dla których przekroje czynne są o rzędy wielkości wyższe.



Rys 40 Widmo rozszczepieniowe ^{235}U i przekroje czynne σ_{fis} dla ^{235}U i U_{nat}

Na rysunku pokazane jest widmo neutronów z rozszczepienia ^{235}U oraz dwa przebiegi przekrojów czynnych na rozszczepienie: dla ^{235}U i uranu naturalnego (biblioteka JEFF-3.3). Większość neutronów rozszczepieniowych posiada energie, dla których przekroje są na poziomie pojedynczych barnów. Przesunięcie widma w lewo spowodowałoby, że znacznie większa część neutronów znalazłaby się w obszarze, w którym przekroje czynne są znacznie większe.

Rysunek ten wskazuje również, dlaczego moderacja jest tak ważna w przypadku rozszczepienia uranu naturalnego. Wartości przekrojów czynnych poniżej kilku barnów dochodzą tu do energii ok. 0.1 eV, czyli niemal do energii termicznych. Dlatego reaktor bez moderacji nie może pracować na uranie naturalnym. Problem ten rozpoznany został stosunkowo wcześniej, bo już w roku 1939 Werner Heisenberg w swoim raporcie wyjaśniał, że najlepszą metodą doprowadzenia do reakcji łańcuchowej byłoby wzbogacenie uranu w izotop 235 (co wówczas

nie było możliwe), albo zastosowanie moderacji. Prawdłowo określił też, dlaczego moderatorem nie może być lekka woda, jak również prawidłowo wyznaczył wartości przekrojów czynnych na wychwyt i rozproszenie neutronów termicznych w graficie. Przedstawiona wówczas koncepcja zakładała właśnie użycie grafitu jako moderatora.

Choć jako moderator stosowane mogłyby być różne materiały, to wybór tej jest mocno ograniczony następującymi wymaganiami:

- duży przekaz energii podczas pojedynczego zderzenia elastycznego neutronu z atomem moderatora. Preferowane są tu atomy lekkie.
- wysoki przekrój czynny na rozproszenie elastyczne neutronów, czyli duża częstość zachodzących zderzeń.
- niski przekrój czynny na absorpcję neutronów przez moderator.

Wymagania te przekładają się na odpowiednie parametry opisujące własności moderatora. Ponieważ energie spowalnianych neutronów są o prawie trzy rzędy wielkości mniejsze od ich energii spoczynkowej, obliczenia związane z moderacją nie wymagają stosowania podejścia relatywistycznego.

Średni logarytmiczny dekrement energii na jedno zderzenie (*average logarithmic energy decrement*)

$$\xi = \ln \left(\frac{E_p}{E_k} \right)$$

gdzie: E_p – średnia energia neutronu przed zderzeniem
 E_k – średnia energia neutronu po zderzeniu

Dekrement ten zależy tylko od liczby masowej moderatora (A):

$$\xi = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \left(\frac{A-1}{A+1} \right)$$

przy czym dla $A = 1$ drugi składnik jest równy 0. Dla $A \geq 2$ stosowane jest dość dobre przybliżenie:

$$\xi_{apr} = \frac{2}{A + 2/3}$$

Dekrement ξ pozwala na wyznaczenie średniej ilości zderzeń koniecznych do obniżenia energii neutronu od E_p do E_k :

$$N = \frac{1}{\xi} \ln \left(\frac{E_p}{E_k} \right)$$

Podczas termalizacji neutronu rozszczepieniowego mamy $E_p = 2000000$ i $E_k = 0.025$:

$$N = \frac{1}{\xi} \ln \left(\frac{2000000}{0.025} \right) \approx \frac{18.2}{\xi}$$

Poniżej podane są wartości dekrementu dla atomów najważniejszych moderatorów:

Moderator	ξ	ξ_{apr}	N
^1H	1.000	-	18
^2H	0.725	0.750	25
^9Be	0.207	0.207	88
^{11}B	0.171	0.171	105
^{12}C	0.158	0.158	115
^{16}O	0.120	0.120	172

Tabela 25. Dekrement i ilość zderzeń koniecznych do termalizacji neutronów 2 MeV

Makroskopowa zdolność spowalniania

(macroscopic slowing down power)

Skuteczność moderatora zależy również od tego, jak często dochodzi do zderzeń, a więc od makroskopowego przekroju czynnego na rozproszenie. Mikroscopowy przekrój czynny dla większości materiałów w dość szerokim zakresie energii (0.1 eV – 100 kV) przyjmuje wartości niemal stałe: ^1H – 20.7 b, ^2H – 3.4 b, ^9Be – 6.2 b, ^{12}C – 4.8 b, ^{16}O – 3.8 b. Z tego powodu Fermi w pierwszych obliczeniach z powodzeniem używał stałych wartości.

$$MSDP = \xi \Sigma_s = 0.6022 \xi \frac{\rho}{\mu} \sigma_s$$

gdzie ρ – gęstość w g/cm³

μ – masa molowa w g/mol

σ_s – mikroscopowy przekrój czynny na rozproszenie elastyczne w b

Jak widać, współczynnik ten praktycznie wyklucza gazy, których gęstość jest nawet o 3 rzędy wielkości mniejsza niż ciał stałych czy cieczy.

Współczynnik spowalniania

(moderating ratio)

Pochłanianie neutronów przez moderator powoduje, że po termalizacji neutronów jest mniej. Dlatego istotnym parametrem charakteryzującym moderator jest współczynnik moderacji:

$$MR = \frac{MSDP}{\Sigma_a} = \xi \frac{\Sigma_s}{\Sigma_a} = \xi \frac{\sigma_s}{\sigma_a}$$

gdzie σ_a – mikroscopowy przekrój czynny na absorpcję w b

W tym wypadku mikroscopowy przekrój czynny na absorpcję zależy silnie od energii neutronów, więc powinna być używana jego efektywna wartość dla całego procesu termalizacji. W większości przypadków absorpcja jest reakcją wychwytu radiacyjnego (n, γ), bo reakcje związane z emisją cząstek, np. (n,p) czy (n,d) są reakcjami progowymi, wymagającymi wyższych energii neutronów.

W poniższej tabelce zestawione zostały parametry związane z moderacją dla najważniejszych moderatorów. Dla wody, lekkiej i ciężkiej, parametry muszą brać pod uwagę udział tlenu. Jednocześnie, w trakcie procesu termalizacji przez większość zakresu zmian energii neutronu nie mają znaczenia wiązania cząsteczkowe, bowiem ich energia jest dużo mniejsza od energii neutronu. Dopiero neutrony termiczne odczuwają wpływ wiązań cząsteczkowych, czy wpływ sieci krystalicznej i stosowne poprawki muszą być brane pod uwagę w obliczeniach.

Moderator	ξ	N	MSDP	MR
H₂O	0.927	19	1.425	62
D₂O	0.510	35	0.177	4830
Hel	0.427	42	9e-6	51
Beryl	0.207	86	0.154	126
Bor	0.171	105	0.092	8.6e-4
Grafit	0.158	114	0.083	216

Tabela 26. Parametry różnych moderatorów

Powyższe dane pokazują, że lekka woda byłaby bardzo dobrym moderatorem, a problemem w jej przypadku jest stosunkowo wysoki przekrój czynny na wychwyt radiacyjny na wodorze, wynoszący 0.332 b. Z tego względu lekka woda nie nadaje się na moderator dla reaktorów pracujących na uranie naturalnym. Hel, ze względu na swoją małą gęstość również nie nadaje się na moderator (mały MSDP), choć jego pozostałe parametry nie odbiegają znacząco od innych moderatorów. Bor, ze względu na bardzo niską wartość MR nie nadaje się na moderator, choć jego pozostałe parametry są nawet lepsze niż dla grafitu. W tym przypadku nie odpowiada za to wychwyt radiacyjny, tylko wysoki przekrój czynny na reakcję $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$.

Należy pamiętać, że podane parametry często nie wykluczają stosowania danego materiału jako moderatora, ale ich wartości mają istotne znaczenie dla konstrukcji reaktora. I tak, wartość makroskopowego przekroju czynnego na rozproszenie informuje o średniej drodze pokonywanej pomiędzy kolejnymi rozproszeniami:

$$\lambda_s = \frac{1}{\Sigma_s}$$

Jeżeli porównujemy na przykład grafit i lekką wodę, to zakładając podane wcześniej stałe wartości mikroskopowych przekrojów czynnych na rozproszenie (^1H : 20.7b, ^{12}C : 4.8b, ^{16}O : 3.8b) i pamiętając, że makroskopowe przekroje czynne się sumują, dostaniemy:

$$\lambda_s^{\text{woda}} = 0.66 \text{ cm} \quad \text{oraz} \quad \lambda_s^{\text{grafit}} = 2.24 \text{ cm}$$

Gdyby zsumować wszystkie drogi przebywane przez neutron podczas termalizacji, to dla wody byłoby to 12.6 cm, a dla grafitu 255.8 cm. Nie jest to oczywiście odległość pomiędzy punktem powstania neutronu, a miejscem osiągnięcia przez niego energii termicznej, ale oznacza to, że wymiary reaktora z moderatorem grafitowym muszą być dużo większe. W istocie, grafitowy reaktor CP-1 Fermiego zawierał 42 tony uranu i 350 ton grafitu, natomiast ciężkowodny reaktor CP-3 zawierał 2.6 tony uranu i 6.3 tony ciężkiej wody [6].

6.1 Skład chemiczny grafitu

Praktyczna możliwość wykorzystania grafitu jako moderatora zależy ściśle od jego czystości chemicznej. Grafit, ze względu na stosowany proces produkcji, zawsze zawiera różne domieszki i zanieczyszczenia, które mogą okazać się decydujące dla jego wykorzystania jądrowego. W szczególności istotne są zanieczyszczenia pierwiastkami, w skład których wchodzi izotopy o wysokich przekrojach czynnych na wychwyt neutronów. W szczególności chodzi tu o bor i kadm. Właśnie te zanieczyszczenia spowodowały, że niemieccy uczeni w trakcie II wojny światowej odrzucili koncepcję używania grafitu jako moderatora. Po części było to spowodowane stosowaną procedurą pomiarową, w której grafit był spalany i analizie poddawano popiół. Ponieważ przekroje czynne na wychwyt neutronów termicznych przez składniki popiołu nie były wysokie, uznano, że obserwowany stosunkowo wysoki przekrój czynny pochodzi od samego węgla. Dopiero później okazało się, że nie rejestrowano boru, który w postaci lotnego tlenku uciekał z popiołu.

Grafit jądrowy jest materiałem strategicznym i wiele krajów wprowadziło ograniczenia w jego swobodnym handlu. Zwykle dotyczą one grafitu o zawartości boru poniżej 5 ppm i gęstości powyżej 1.5 g/cm³ (np. USA, Kanada). Parametry i składy najważniejszych grafitów stosowanych w reaktorach jądrowych przedstawia poniższa tabelka. Zawartości pierwiastków podane są w ppm.

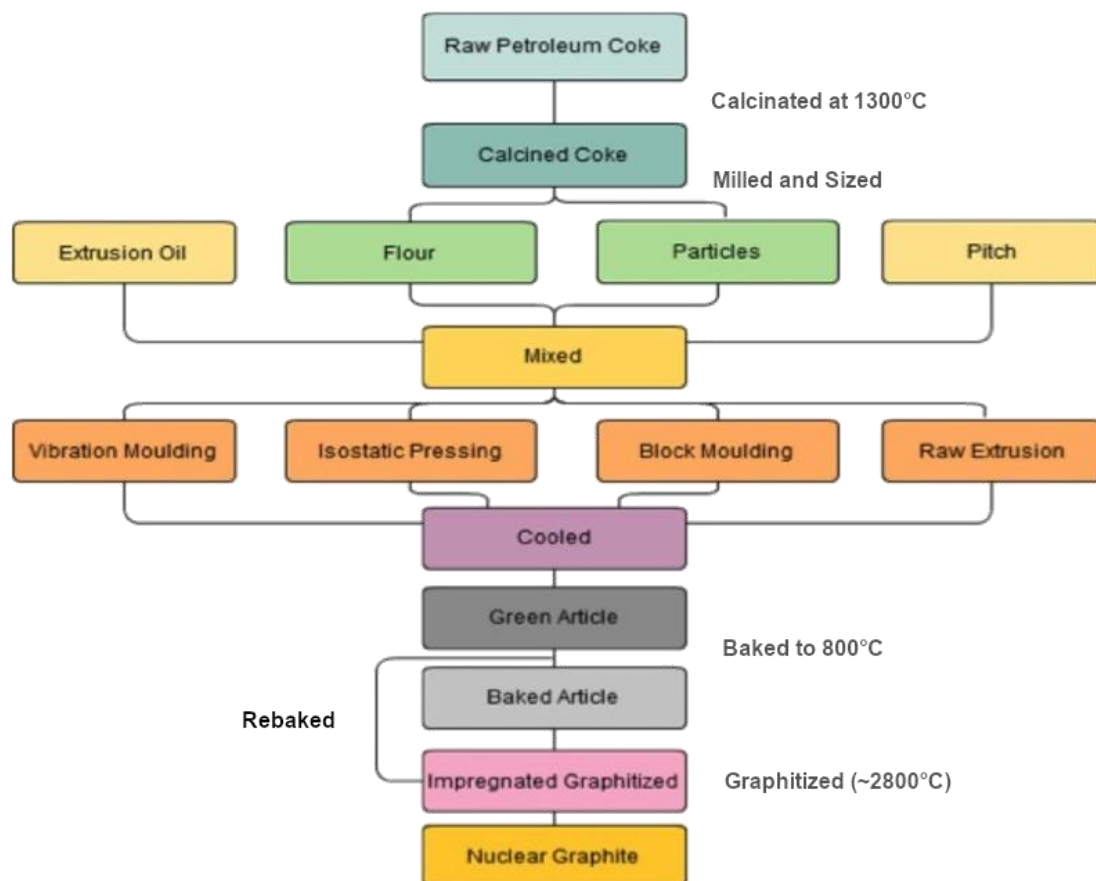
	NBG18	NBG17	IG110	IG11
Gęstość	1.85	1.89	1.77	1.77
Li	0	0	0.01	0.06
B	0.57	0.61	0.03	2.90
Na	0.17	0.28	0.05	0
Mg	0	0	0.50	0.99
Al	0.24	0.09	0.05	0.40
Si	38.00	100.00	1.60	0.70
S	4.80	12.00	0	0
K	0.10	0.35	0.10	0
Ca	5.90	2.20	0.05	22.32
V	0.04	0.73	0.01	177.20
Cr	0.50	0.50	0.50	0.10
Fe	4.80	26.00	0.01	9.59
Co	0.05	0.11	0.05	0.20
Ni	0.10	1.20	0.10	8.31
Zr	0.22	0.49	0	0
Cd	0.10	0.10	0.10	0.05
Sm	0	0	0.05	0.05
Gd	0.05	0.05	0.05	0.05
Ta	5.00	5.00	0	0

Tabela 27. Skład grafitów jądrowych [75]

Teoretyczna gęstość krystalicznego grafitu wynosi 2.256 g/cm^3 , jednak nie jest możliwa do uzyskania w stosowanych procesach produkcyjnych, w których powstają grafity polikrystaliczne, charakteryzujące się istotną porowatością. Pierwsze grafity reaktorowe miały typowo gęstości ok. 1.60 g/cm^3 . W reaktorach grafitowych drugiej generacji używano grafitów o gęstości ok. 1.72 g/cm^3 , natomiast kolejna generacja charakteryzowała się gęstością ok. 1.82 g/cm^3 i na razie nowoczesne grafity nie są wytwarzane z większymi gęstościami [76].

6.2 Produkcja grafitu jądrowego

Punktem wyjścia w produkcji grafitu jest koks, wytwarzany jako produkt uboczny przemysłu naftowego lub węglowego. Koks jest rozbijany i poddawany kalcynowaniu w temperaturach pomiędzy $900\text{--}1300^\circ\text{C}$, co pozwala na usunięcie substancji lotnych, a następnie jest mielony, sortowany i dostarczany do producenta grafitu. Wybór odpowiedniego koksu jest najważniejszym czynnikiem decydującym o własnościach produktu końcowego.



Rys. 41. Produkcja grafitu jądrowego [77]

Do odpowiednio dobranej mieszanki koksów dodaje się następnie spoiwo, którym jest zwykle pak węglowy. Z takiej mieszaniny formuje się następnie bloki, przy czym stosowane mogą być różne metody formowania.

Najpopularniejszą metodą produkcji jest wytłaczanie (extrusion), gdzie mieszanina jest pod ciśnieniem przetłaczana przez matrycę. Wytwarzane w ten sposób bloki generalnie charakteryzują się pewną anizotropią, spowodowaną ułożeniem ziaren wypełniacza, jednak

przez dobór odpowiednich parametrów wytłaczania izotropowość grafitu może być poprawiona. Metoda ta pozwala na wytwarzanie bloków o wymiarach poprzecznych rzędu 50 cm i długości do 360 cm.

Inną metodą, stosowaną w celu wytworzenia grafitu izotropowego, jest formowanie lub prasowanie (moulding). W tym przypadku mieszanina umieszczana w formach jest prasowana z jednego lub dwóch kierunków jednocześnie. W ten sposób wytworzono bloki rdzenia reaktorów AGR.

W przypadkach, kiedy szczególnie ważna jest izotropowość grafitu, stosowane jest również formowanie izostatyczne. Jest ono bardziej wyrafinowaną metodą, w której mieszaninę koksu i spoiwa umieszcza się w gumowym worku i wywiera się zewnętrzne ciśnienie w celu uzyskania równomiernego ciśnienia ze wszystkich stron.

Kolejną metodą pozwalającą na wytworzenie grafitu izotropowego jest formowanie wibracyjne, gdzie umieszczona w formie mieszanina poddawana jest kolejno wibracjom i prasowaniu.



Rys. 42 Grafitowe bloki reaktora HTR [78]

Wytworzone bloki są schładzane przez zanurzenie w wodzie i wypalane w temperaturze około 800°C, co powoduje usunięcie lotnego materiału i związanie spoiwa. Proces ten jest długi i może trwać do 70 dni, a głównym problemem pojawiającym się na tym etapie jest bardzo niska przewodność cieplna produktu, wynosząca ok. 30 W/mK. Powstające w blokach gradienty termiczne mogą prowadzić do powstawania pęknięć.

W procesie wypalania w całej strukturze powstają pory wypełniające się gazem, a duża ich część pozostaje otwarta. Redukcja porowatości i zwiększenie gęstości grafitu polega na impregnowaniu bloków pakim w autoklawie. Takie procesy mogą być powtarzane nawet 4 razy. Produktem otrzymywanym na tym etapie są bloki węglowe, które dalej poddaje się

grafityzacji. Oryginalna metoda polega na umieszczeniu bloków w piecu Achesona, tj. oporowym piecu elektrycznym, w którym pokrywa się je koksem przewodzącym prąd. Bloki są cyklicznie rozgrzewane płynącym przez koks prądem do temperatury dochodzącej do 3000°C, a proces ten trwa do 15 dni. Nowsza metoda polega na układaniu bloków w linie i przepuszczaniu prądu bezpośrednio przez nie. Podczas procesu grafityzacji tworzą się kryształy grafitu, a materiał staje się znacznie bardziej miękki i łatwiejszy w obróbce. Poprawia się przewodność elektryczna i cieplna, a większość zanieczyszczeń zostaje usuniętych. Dalszą poprawę parametrów grafitu można uzyskać przez ponowne podgrzewanie go w piecu Achesona do temperatury 2400°C w atmosferze chloru lub fluoru. Gazy te, jako bardzo aktywne chemicznie, wchodzą w reakcje z resztkami zanieczyszczeń, tworząc lotne związki, które uchodzą z grafitu. W ten sposób można wytworzyć grafit o zawartości popiołu poniżej 5 ppm. Jednak to końcowe oczyszczanie może zwiększyć koszt grafitu nawet o 30% [76].

6.3 Uszkodzenia grafitu w reaktorze

Grafit stosowany jak materiał konstrukcyjny posiada wiele zalet, z których najważniejszą jest odporność na wysoką temperaturę. Jest on materiałem o najwyższej znanej temperaturze topnienia, wynoszącej między 3650 a 3850°C. Dlatego w przypadku reaktorów z moderatorem grafitowym i z odpowiednim paliwem (TRISO) nawet w większości sytuacji awaryjnych nie występuje zagrożenie stopienia rdzenia. Takie zagrożenie występuje w reaktorach wodnych, w których odparowanie wody w obiegu pierwotnym dramatycznie pogarsza warunki odprowadzania ciepła z elementów paliwowych, co zwykle skutkuje ich uszkodzeniem. Grafit również nie pali się płomieniem, co ma znaczenie w przypadkach awaryjnych polegających na kontakcie gorącego grafitu z powietrzem. Ze względu na polikrystaliczną budowę grafitu tlen dostaje się tylko do krawędzi kryształów, co oczywiście powoduje utlenianie, ale nie o charakterze gwałtownego pożaru lecz raczej trudnego do opanowania żarzenia.

Energia Wignera

Energia wiązania atomów węgla znajdujących się w sieci krystalicznej grafitu wynosi między 12 a 60 eV. Neutrony prędkie o energiach rzędu MeV mogą więc bez problemu wybijać atomy węgla z sieci. Mało tego – atomy mogą przejmować energię pozwalającą na wybicie innych atomów, tworząc w ten sposób kaskadę wybitych atomów. Wiele z tych atomów posiada wystarczającą energię, by powrócić do swych pierwotnych pozycji, ale część zostaje uwięziona w pozycjach międzywęzłowych pomiędzy płaszczyznami siatki krystalicznej. Atomy te w swoich nowych pozycjach posiadają energię wyższą od energii atomów w siatce o ok. 2.5 eV. W ten sposób stopniowo gromadzi się energia znana jako **energia Wignera**, zmagazynowania w formie defektów sieci krystalicznej. Jeżeli grafit zostanie podgrzany powyżej pewnej temperatury, defekty zaczynają rekombinować, powodując uwolnienie zgromadzonej energii w postaci ciepła, skutkiem czego następuje gwałtowny i niekontrolowany lokalny wzrost temperatury. Jego następstwem może być zapoczątkowanie reakcji utleniania i trudny do opanowania proces żarzenia się grafitu, który określany jest jako pożar grafitu.

Jako środek zaradczy stosuje się okresowe wyżarzanie grafitu, zanim ilość zgromadzonej energii Wignera osiągnie poziom niebezpieczny. W jego trakcie atomy węgla rekombinują,

energia jest uwalniana i dochodzi do wzrostów temperatury, ale znacznie mniejszych i w pełni kontrolowanych.

Niekontrolowane uwolnienie energii Wignera przyczyniło się najprawdopodobniej do wypadku z października 1957 roku, kiedy to w reaktorze Windscale Pile 1 w Wielkiej Brytanii doszło do pożaru grafitowego moderatora. Operatorzy wiedzieli wówczas o zagrożeniu związanym z nagromadzeniem energii Wignera i stosowali okresowe wyżarzania w temperaturze 250°C, ale z czasem zaczęły one wymagać coraz wyższych temperatur. Wynikało to z faktu, którego wówczas nie rozumiano – rekombinacje nie uwalniały całej energii i coraz większa jej ilość gromadziła się w moderatorze. Ostatecznie, podczas wyżarzania w wyższej temperaturze doszło do uwolnienia energii i gwałtownego wzrostu temperatury. Reaktor Windscale Pile 1 chłodzony był powietrzem, a więc pojawiły się warunki wystarczające do zainicjowania pożaru grafitu.

Ilość energii zgromadzonej w napromienionym graficie może być mierzona kilkoma metodami. W przypadku małych dawek wykorzystać można zmiany przewodnictwa cieplnego napromienionego grafitu [79]:

$$S = 26.17 \left(\frac{k_i}{k_0} - 1 \right)$$

gdzie S – zgromadzona energia w J/g

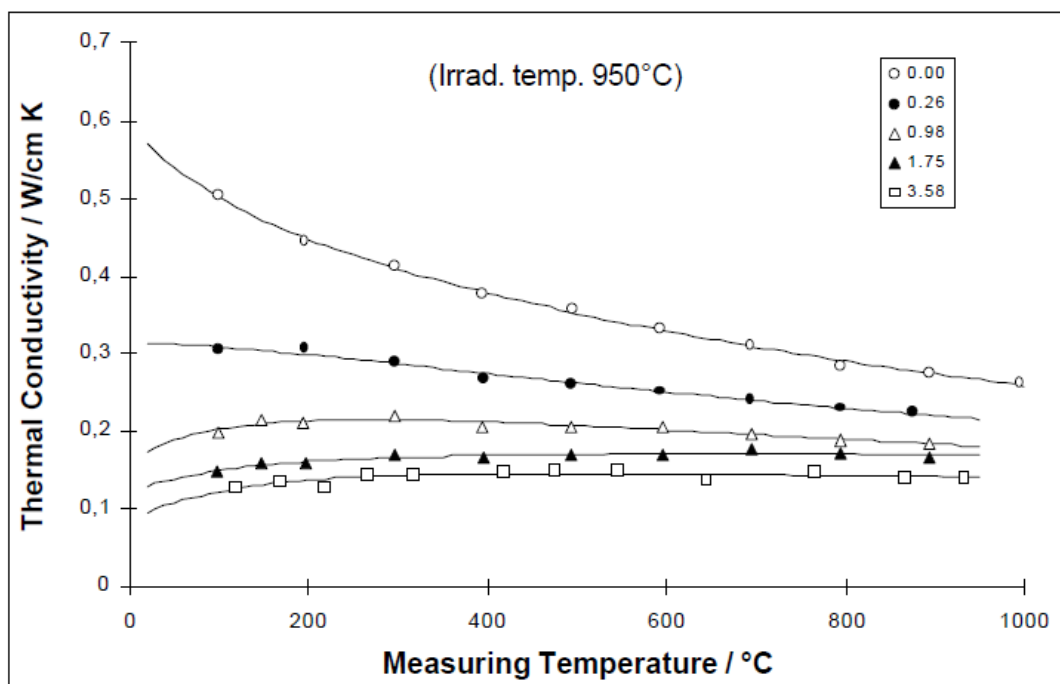
k_i – współczynnik przewodnictwa cieplnego grafitu napromienionego

k_0 – współczynnik przewodnictwa cieplnego grafitu nienapromienionego

Zmiany parametrów grafitu spowodowane działaniem neutronów

Mechanizmy, o których mowa była powyżej, skutkują nie tylko gromadzeniem energii Wignera. Powodują one również zmiany własności grafitu – w szczególności współczynnika przewodzenia ciepła, powodują zmiany wymiarów, jak również prowadzą do powstawania jego uszkodzeń w postaci pęknięć lub deformacji. Takie problemy obserwowano już podczas eksploatacji reaktora B w Hanford Site, gdzie wpływ strumienia neutronów oraz temperatury na bloki grafitowe powodował wyginanie kanałów paliwowych. Z tego powodu podjęte zostały działania zmierzające do wyrównania rozkładu strumienia w rdzeniu reaktora [14].

Zmiany współczynnika przewodzenia ciepła spowodowane oddziaływaniem neutronów prędkich są dużym problemem, bowiem z czasem zmieniają się znacząco parametry termiczne podstawowego materiału konstrukcyjnego. Pogorszenie warunków transportu ciepła powoduje powstawanie większych gradientów temperatury w rdzeniu i reflektorze, a to może prowadzić do większych deformacji związanych z rozszerzalnością termiczną grafitu. O ile problemy te mają mniejsze znaczenie w warunkach normalnej eksploatacji, podczas której większość ciepła jest odprowadzana przez kanały chłodzenia, to w przypadku awaryjnej sytuacji ograniczenia przepływu chłodziwa mogą prowadzić do znaczących uszkodzeń. Typowe zmiany współczynnika przewodzenia ciepła dla grafitu poddanego działaniu neutronów pokazane są na poniższym rysunku.

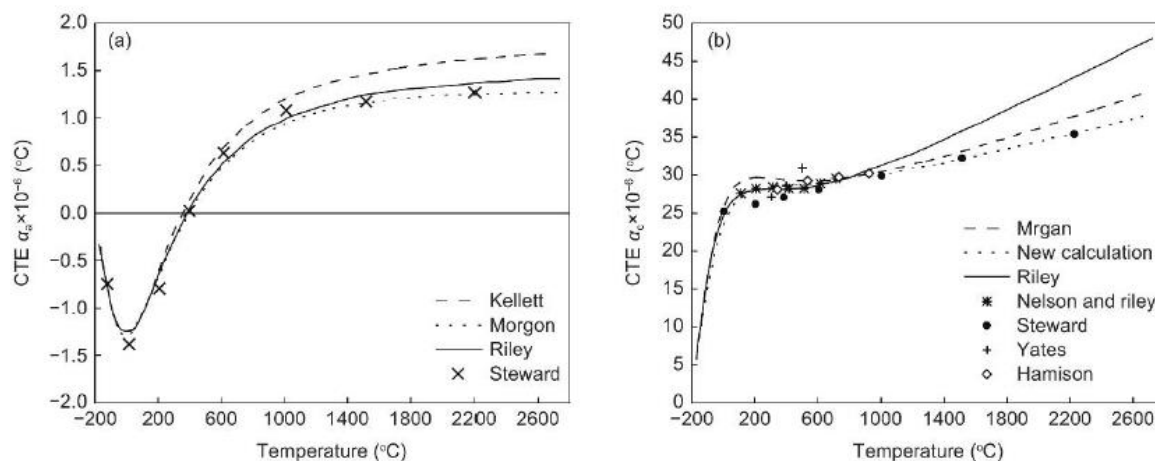


Rys. 43 Zależność temperaturowa współczynnika przewodnictwa ciepłego grafitu dla różnych fluencji neutronów prędkich w jednostkach $10^{25}/\text{m}^2$ [77]

Obserwowana zmiana jest najsilniejsza dla najniższych temperatur, ponieważ wtedy rekombinacje atomów węgla są najsłabsze. Przy silniejszym rozgrzaniu grafitu zachodzące rekombinacje powodują zmniejszenie efektu, ale widać, że nie likwidują go w całości. Widać też, że przy temperaturach grafitu ok. 400°C , czyli charakterystycznych dla rdzenia i reflektora reaktorów HTR, początkowy współczynnik przewodzenia ciepła, wynoszący ok. 37 W/mK obniża się do ok. 12 W/mK , czyli niemal 3-krotnie, dla fluencji $3.58 \cdot 10^{25} \text{ n/m}^2$.

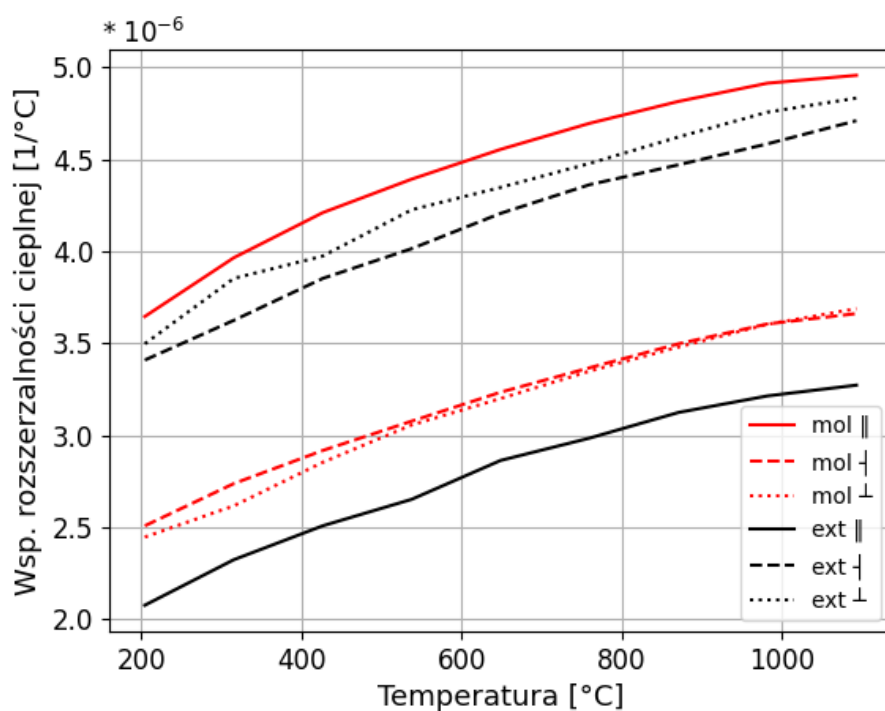
Kolejny problem związany jest z rozszerzalnością cieplną grafitu. Krystaliczny grafit, ze względu na swoją budowę, jest materiałem silnie anizotropowym. Z tego względu podaje się dla niego dwa współczynniki rozszerzalności cieplnej: α_a – odnoszący do zmian w kierunku płaszczyzn krystalicznych i α_c – dla zmian w kierunku prostopadłym (czyli wzdłuż kryształów). Na rysunku 44 pokazane zostały przykładowe wyniki pomiarów, pochodzące z różnych eksperymentów [80].

Grafitowe bloki stosowane w reaktorach jądrowych mają strukturę polikrystaliczną, w której występują ziarna o określonej izotropowości. Stopień uporządkowania ziaren, decydujący o anizotropowości bloku, zależy od stosowanej metody wytwarzania. W przypadku grafitów anizotropowych oczekiwać można różnych współczynników rozszerzalności cieplnej dla różnych kierunków.



Rys. 44 Współczynniki rozszerzalności cieplnej (CPE) grafitu mierzone w płaszczyznach krystalicznych (a) i prostopadłe do nich (b) [80]

Na rysunku 45 przedstawione zostały średnie współczynniki rozszerzalności cieplnej dla dwóch rodzajów grafitu, wytworzonych metodą wytłaczania (ext) i formowania (mol). Dla obu rodzajów grafitu pokazane są zależności temperaturowe współczynników rozszerzalności cieplnej dla kierunku równoległego do kierunku ziaren ($\parallel$) i dla dwóch kierunków prostopadłych ($\perp$ i $\dashv$). Współczynniki zostały obliczone na podstawie danych z [81].

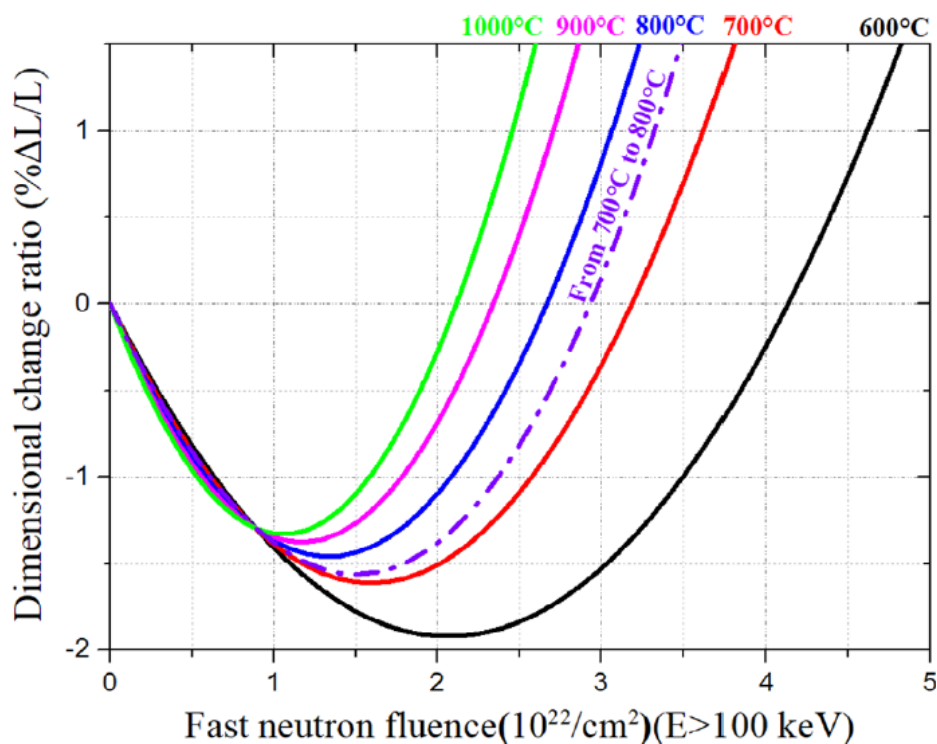


Rys. 45 Współczynniki rozszerzalności cieplnej dla grafitu formowanego (mol) i wytłaczanego (ext)

W obu przypadkach współczynniki liczone dla obu kierunków prostopadłych mają podobne wartości. Dla grafitu wytłaczanego współczynnik dla kierunku równoległego jest niemal

dwukrotnie mniejszy niż dla kierunków prostopadłych, natomiast dla grafitu formowanego zależność jest odwrotna.

Zmiany wymiarów bloków powodowane są również działaniem neutronów prędkich. Na rysunku 46 pokazane zostały względne zmiany wymiarów bloku grafitu IG-110 w funkcji fluencji neutronów prędkich, dla różnych temperatur.



Rys. 46 Względne zmiany wymiarów bloku grafitu IG-110 w funkcji fluencji neutronów prędkich [82]

Jak widać, łączny wpływ temperatury i fluencji neutronów prędkich prowadzi do zmian rozmiarów geometrycznych elementów reaktorów wykonanych z grafitu. Efekt ten może być wzmocniony przez zmiany współczynników przewodzenia ciepła, których stopniowe obniżenie prowadzić będzie do silniejszych gradientów temperaturowych i w konsekwencji do silniejszych naprężeń, deformacji i pęknięć. Ich skutki mogą być niebezpieczne, bo – przykładowo – wygięcie kanału przeznaczonego na wprowadzenie prętów regulacyjnych, a w szczególności wyłączeniowych, może mieć dramatyczne konsekwencje. Jest to z resztą jeden z problemów, który pojawił się w trakcie katastrofy w Czarnobylu, kiedy doszło do gwałtownego wzrostu temperatury grafitu.

Odształcenia i uszkodzenia elementów grafitowych były szczegółowo badane w przypadku reaktorów AGR, bowiem to one tworzyły najobszerniejszą bazę doświadczalną. Stwierdzono wówczas, że w obszarach o największym strumieniu neutronów prędkich z czasem dochodzi do powstawania pęknięć bloków grafitowych, które mają tendencję do powiększania się. Jednak pomimo tych uszkodzeń bloki pozostawały cały czas funkcjonalne. Przeprowadzone testy wykazały, że nawet przy znaczących uszkodzeniach nie następują problemy z

wprowadzaniem prętów sterujących. W trakcie testów badano również sytuację awaryjną, spowodowaną trzęsieniem ziemi, na skutek którego dochodzi do przemieszczeń bloków. Również w takiej sytuacji nie następowało zablokowanie prętów. Wnioski z tych prac badawczych pozwoliły na określenie minimalnego czasu życia rdzenia reaktora AGR na 40 lat. Ustalenia te pokrywają się z przewidywanym czasem życia reaktora HTR-PM, określanym na 40 lat.

Uszkodzenia w reaktorach HTR z rdzeniem usypanym

Szczególna możliwość powstawania uszkodzeń grafitu występuje w przypadku reaktorów HTR z rdzeniem kulowym (usypanym). W ich przypadku kule wielokrotnie przechodzą przez rdzeń, trąc o siebie oraz o reflektor. Powoduje to powstawanie pyłu grafitowego, ale i uszkodzenia mechaniczne kul, które prowadzić mogą do zwiększenia uwolnień produktów rozszczepienia. Uszkodzone mechanicznie kule powodować mogą również lokalne blokowanie ich przemieszczania w dół rdzenia. Problem ten może być w dużym stopniu rozwiązany przez eliminację uszkodzonych kul podczas ich badania po wyjściu z rdzenia.

7. Podsumowanie

Dynamiczny rozwój energetyki jądrowej w ostatnim dwudziestolecu minionego wieku spowodował, że od 1 stycznia 1980 r. do chwili obecnej do sieci podłączone zostały 394 reaktory energetyczne. W tej liczbie było tylko 12 reaktorów moderowanych grafitem i chłodzonych gazem: 2 reaktory HTR (THTR-300 w Niemczech i HTR-PM w Chinach) oraz 10 reaktorów AGR w Wielkiej Brytanii. Do tej pory pracuje już tylko 8 reaktorów AGR i 1 HTR [35]. Można więc odnieść wrażenie, że reaktory grafitowe (tj. moderowane grafitem) są mało istotną niszą, której słusznie nie poświęca się specjalnej uwagi. Tymczasem historia reaktorów jądrowych zaczyna się właśnie od reaktorów grafitowych, które przez wiele początkowych lat odgrywały decydującą rolę w rozwoju technologii reaktorowych oraz produkcji plutonu na potrzeby militarne.

Niniejsze opracowanie przedstawia historię rozwoju reaktorów grafitowych, oraz omawia niemal wszystkie ważniejsze jednostki, działające jako reaktory eksperymentalne, badawcze, produkcyjne czy energetyczne. Pomimo skupienia się przede wszystkim na reaktorach chłodzonych gazem, uwagę poświęcono również reaktorom chłodzonym wodą, bowiem takie były konstrukcje najważniejszych reaktorów produkujących pluton, a jednocześnie kilka podobnych reaktorów (choć o innym obiegu chłodzenia) pracuje do tej pory jako reaktory energetyczne (RBMK).

Reaktory grafitowe chłodzone gazem, pracujące jako jednostki energetyczne (tj. do produkcji energii elektrycznej) nie były zbyt popularne – w zasadzie rozwijane były niemal wyłącznie w Wielkiej Brytanii (MAGNOX, AGR), a inne kraje, w których takie prace prowadzono, dość szybko się z nich wycofały i przeszły na technologię LWR (Francja, UNGG). Proces odchodzenia od energetycznych reaktorów grafitowych obserwujemy obecnie także w Wielkiej Brytanii, gdzie pracujące do tej pory reaktory AGR mają być stopniowo wyłączane, a na ich miejsce do systemu wejdą reaktory LWR (EPR).

Pesymistyczne przewidywania przyszłości reaktorów grafitowych nie dotyczą jednej ich grupy, tj. reaktorów wysokotemperaturowych (HTR). Choć zaliczane są one do IV Generacji, prace nad nimi trwają już ponad 60 lat. W tym czasie uruchomionych zostało 7 reaktorów HTR, a 4 z nich wytwarzały energię elektryczną na zasadach komercyjnych. Szczyt zainteresowania tą technologią miał miejsce w latach 70-tych i 80-tych, a później zainteresowanie spadło. Miało to bezsprzeczny związek nie tylko z rosnącą dominacją technologii LWR, ale też z generalnym odwrótem od energetyki jądrowej, której postrzeganie zmieniło się w następstwie katastrofy w Czarnobylu.

Nowe szanse dla energetyki jądrowej pojawiają się w ostatnich latach, w związku z rosnącym naciskiem na walkę ze zmianami klimatycznymi oraz powodującymi je (zapewne częściowo) emisjami CO₂. W przypadku energetyki jądrowej ocenia się, że skumulowane emisje CO₂eq (ekwiwalentu CO₂) są ok. 200 razy niższe niż w przypadku elektrowni węglowych, ale też kilka razy niższe niż w przypadku fotowoltaiki. W związku z tym oczekiwać można stopniowego powrotu zainteresowania reaktorami jądrowymi, co z resztą już jest widoczne w zapowiedziach budowy nowych jednostek.

Reaktory wysokotemperaturowe mają szansę stać się bardzo ważnym elementem nowej polityki energetycznej, bo jako jedyne umożliwiają nie tylko wytwarzanie energii elektrycznej ze sprawnością znacznie przekraczającą 40% i przy głębokości wypalenia dochodzącej do 90 GWd/t, ale też – a może przede wszystkim – mogą pracować jako bezemisyjne źródło ciepła procesowego o temperaturach dochodzących do 1000°C. Zakres ten jest absolutnie niedostępny dla reaktorów LWR, których ewentualne wykorzystanie ogranicza się do zastosowań wymagających temperatur poniżej 300°C.

Nowe konstrukcje reaktorów wysokotemperaturowych pochwalić się mogą jednocześnie bardzo wysokim poziomem inherentnych cech bezpieczeństwa, oznaczających, że nawet w przypadku poważnej sytuacji awaryjnej, która mogłaby doprowadzić do stopienia rdzenia reaktora LWR, reaktor HTR wyłączy się samoczynnie – tylko dzięki działaniu mechanizmów pasywnych, opartych na ujemnych sprzężeniach zwrotnych temperaturowych współczynników reaktywności.

Obserwując rosnące w ostatnich latach zainteresowanie małymi reaktorami modularnymi (SMR), których chęć budowy ogłaszają co chwila kolejne podmioty, należy pamiętać, że nowe reaktory HTR są właśnie reaktorami SMR. Pracujący w Chinach reaktor HTR-PM (500 MW_{th}, 200 MW_e), jest nie tylko małym reaktorem, ale jest też reaktorem modularnym, składającym się z dwóch modułów po 250 MW_{th}. Wspomniane wyżej inherentne cechy bezpieczeństwa, połączone z małą mocą reaktora, pozwalają na określanie nowych wymagań odnośnie stref bezpieczeństwa wokół takich jednostek, co może mieć duże znaczenie w przypadku kojarzenia ich z instalacjami technologicznymi wykorzystującymi ciepło wysokotemperaturowe.

Opracowanie przedstawia wybudowane do tej pory reaktory wysokotemperaturowe, ale nie omawia licznych projektów, których realizacja nie doszła do skutku (jak choćby PBMR). Przy okazji należy podkreślić, że eksploatacja reaktorów AVR, FSV i THTR-300 dostarczyła istotnych danych odnoszących się do wykorzystania paliwa torowego. Choć ani pracujące obecnie reaktory, ani projektowane nowe konstrukcje nie przywidują użycia takiego paliwa, temat paliwa torowego jest bez wątpienia niezwykle interesujący, choćby ze względu na ograniczenie generacji aktynowców mniejszościowych w paliwie wypalonym. Można zatem oczekiwać, że w przypadku rozwoju technologii HTR, wykorzystane zostaną również doświadczenia zebrane w obszarze tego zagadnienia.

8. Literatura

1. https://www.atomicarchive.com/history/first-pile/firstpile_06.html
2. Corbin Allardice and Edward R. Trapnel, *The First Pile*, 1946
3. https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/Events/1942-1944_pu/cp-1_critical.htm
4. *The First Reactor*, U.S. Department of Energy, December 1982
5. <https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/Places/MetLab/cp2-3.html>
6. Patrick J. Park and Sebastian Herzele, *Myths of German Graphite in World War II, with Original Translations*, arXiv:2405.20801v1 [physics.hist-ph] 31 May 2024
7. <https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/Places/OakRidge/oak-ridge-x10.html>
8. <https://npshistory.com/publications/mapr/nr-x-10-reactor.pdf>
9. https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/Events/1942-1944_pu/final_reactor_x-10.htm
10. https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Oak_Ridge_National_Laboratory_X-10_Reactor_Face.jpg
11. <https://www.hanford.gov/page.cfm/AboutHFD>
12. R. K. Wahlen, *History of 100-B Area*, WHC-EP-0273, October 1989
13. <https://ahf.nuclearmuseum.org/voices/location/b-reactor/>
14. Michele Stenehjem Gerber, *Hanford's Historic Reactors: Constant Change in the Early Years*, *Columbia Magazine*, Spring 1995: Vol. 9, No. 1
15. <https://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history/Places/Other/uranium-mines.html>
16. <https://www.acs.org/education/whatischemistry/landmarks/ames-uranium-production.html>
17. Morgan, W.C. (1996). *Nuclear graphite development, operational problems, and resolution of these problems at the Hanford production reactors (IAEA-TECDOC--901)*. International Atomic Energy Agency (IAEA)
18. *Nuclear Proliferation and Safeguards: Appendix Volume II, Part Two*, Congress of the United States, June 1977
19. <https://www.bnl.gov/bgrr/>

20. <https://nuclear.pl/print.php?dzial=energetyka&plik=pierwsze>
21. <https://lynceans.org/tag/f-1-reactor/>
22. <https://nucleus.iaea.org/rddb/#/home>
23. <https://cobaltowl.cc/blog/gleep>
24. <https://www.oxfordmail.co.uk/news/23632074.magnox-harwell-bepo-nuclear-reactor-marks-75-years/>
25. F W Fenning, The United Kingdom research reactors and their uses, 1956 Br. J. Appl. Phys. 7 S100
26. <https://mosaicprojects.wordpress.com/2023/07/28/risk-mitigation-requires-courage-how-cockcrofts-folly-saved-100s-of-lives/>
27. Lorna Arnold, Windscale 1957: Anatomy of a Nuclear Accident, Palgrave Macmillan, 2007
28. Anatoli Diakov, The History of Plutonium Production in Russia, Science & Global Security, 19:28–45, 2011
29. Kate Brown, Empire of Calamity: Making Plutonium in Stalin’s Russia, National Council for Eurasian and East European Research University of Washington, 2011
30. Pavel Podvig, Consolidating Fissile Materials in Russia’s Nuclear Complex, Research Report No. 7 International Panel on Fissile Materials, May 2009
31. D. F. Newman, C. J. Gesh, E. F. Love, S. L. Harms, Summary of Near-Term Options for Russian Plutonium Production Reactors, PNL-9982 UC-520, July 1994
32. <https://www.sckcen.be/en/infrastructure>
33. Jan Wagemans, The BR1 reactor at SCK•CEN, ARIEL kick-off meeting, 11-12 September 2019, Brussels
34. R. V. Moore, The design and construction of the plant, The British Nuclear Energy Conference, Volume 2, Number 2, 1957
35. <https://pris.iaea.org/PRIS/>
36. H. M. Carruthers, The evolution of magnox station design, The British Nuclear Energy Society, Volume 4, Number 3, 1965
37. P. Waine, W. Rodwell, D. R. C. Guttery, Design of Reactor Internals and Fuel Handling, The British Nuclear Energy Society, Volume 2, Number 2, 1963
38. <https://world-nuclear.org/information-library/appendices/nuclear-development-in-the-united-kingdom>

39. J. Armor, B.V. Day, C.M. White, The high integrity design and manufacture of the Heysham II/Torness gas baffle, The British Nuclear Energy Society, Volume 24, Number 6, December 1985
40. Erik Nonbøl, Description of the Advanced Gas Cooled Type of Reactor (AGR), Risø National Laboratory Roskilde, Denmark, November 1996
41. <https://www.ans.org/news/article-4821/edf-plans-to-extend-life-of-hartlepool-heysham-1>
42. <https://fissilematerials.org/library/cea10c.pdf>
43. Bastien, D., Twenty-nine years of French experience in operating gas-cooled reactors (IWGGCR--19). International Atomic Energy Agency (IAEA), 1989
44. Maël Le Guillou. Migration du deutérium dans le graphite nucléaire: conséquences sur le comportement du tritium en réacteur UNGG et sur la décontamination des graphites irradiés. Physique Nucléaire Expérimentale [nucl-ex]. Université Claude Bernard-Lyon I, 2014. Français
45. Graphite in the Advanced Gas Reactor Fleet, IAEA Nuclear Graphite Knowledge Database, <https://nucleus.iaea.org/sites/graphiteknowledgebase>
46. https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_28278/the-rbm-k-reactor
47. N. A. Dollezhal', I. Ya. Yemel'yanov, Channel Nuclear Energy Reactor, Foreign Broadcast Information Service, December 1981
48. https://commons.wikimedia.org/wiki/File:RBMK_Reaktor_ChNPP-4.svg
49. <https://www.worldnuclearreport.org/Closure-of-Russian-Chernobyl-type-Reactor.html>
50. Stanislav Titov, Nikolay Barbin, and Anton Kobelev, Emergency events that occurred at RBMK nuclear reactors, ERSME-2023, E3S Web of Conferences 376, 01052 (2023)
51. <https://world-nuclear.org/information-library/appendices/rbm-k-reactors>
52. C. Rogers McCullough, Summary Report on Design and Development of High Temperature Gas-Cooled Power Pile, MonN-383, September 1947
53. BK McDowell, MR Mitchell, R Pugh, JR Nickolaus, GL Swearingen, High Temperature Gas Reactors: Assessment of Applicable Codes and Standards, PNNL-20869, October 2011
54. W.K. Terry, J.K. Jewell, and J. Blair Briggs, T.A. Taiwo, W.S. Park, and H.S. Khali, Preliminary Assessment of Existing Experimental Data for Validation of Reactor Physics Codes and Data for NGNP Design and Analysis, ANL-05/05, September 2004
55. K.O. Hintermann, E. Schröder, H. Gutmann, Dragon Project Report 425 p II, March, 1966

56. <https://www.oecd-neo.org/science/wprs/pbmr400/participants/PBMRT1/03b-AVR%20Experiences%20Overview.pdf>
57. Egon Ziermann, Gunther Ivens, Final Report on the Power Operation of the AVR Experimental Nuclear Power Station, Reports by the Jülich Research Center; 3448, Jülich, October 1997
58. K. I. Kingrey, Fuel Summary for Peach Bottom Unit 1 High Temperature Gas-Cooled Reactor Cores 1 and 2, INEEL/EXT-03-00103, April 2003
59. D. A. Copinger, D. L. Moses, Fort Saint Vrain Gas Cooled Reactor Operational Experience, NUREG/CR-XXXX, ORNL/TM-2003/223, September 2003
60. A.M. Baxter, D. McEachern, D.L. Hanson, R.E. Vollman, FSV Experience in Support of the GT-MHR Reactor Physics, Fuel Performance and Graphite, GA-A21925, November 1994
61. <https://www.ans.org/news/article-2029/fort-st-vrain-in-pictures-4/>
62. <https://www.ans.org/news/article-2020/fort-st-vrain-in-pictures-3/>
63. J. Fassbender, Die Entwicklung des Sicherheitskonzepts beim Hochtemperatur-Reaktor, Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren, Jül-Conf-53, Juni 1985
64. Esch M., Jürgens B., Hurtado A., Knoche D., Tietsch W., State of the Art of Helium Heat Exchanger Development for Future HTR-Projects, Proceedings of the 4th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, HTR2008, September 28-October 1, 2008, Washington, DC, USA
65. Hoffmann K., Trapp W., THTR 300 MWe Prototype Reactor - Safety Assessment, Essen, 16.07.2021
66. Tanaka T., Baba O., Shiozawa S., Okubo M., Kunitomi K., Construction of the HTTR and its Testing Program For Advanced HTGR Development, Design and development of gas cooled reactors with closed cycle gas turbines. Proceedings of a technical committee meeting, IAEA, 1996
67. Tetsuo Nishihara et al., Excellent Feature of Japanese HTGR Technologies, JAEA-Technology 2018-004
68. Atsushi Shimizu et al., Operation and maintenance experience from the HTTR database, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 51, Nos. 11–12, 1444–1451, 2014
69. <https://www.jaea.go.jp/english/news/press/2024/032801/att1.pdf>
70. Zuoyi Zhang, Zongxin Wu, Dazhong Wang, Yuanhui Xu, Yuliang Sun, Fu Li, Yujie Dong, Current status and technical description of Chinese 2 × 250 MW th HTR-PM demonstration plant, Nuclear Engineering and Design 239 (2009) 1212–1219

71. Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: Benchmark analysis related to initial testing of the HTTR and HTR-10, IAEA-TECDOC-1382, International Atomic Energy Agency, November 2003
72. <https://aris.iaea.org/PDF/HTR-PM.pdf>
73. Mustafa Jaradat, Sebastian Schunert, and Javier Ortensi, Gas-Cooled High-Temperature Pebble-Bed Reactor Reference Plant Model, INL/RPT-23-72192, Idaho National Laboratory, April 2023
74. Ziping Liu, Zeguang Li and Jun Sun, Bypass flow in small absorber sphere channels of the high-temperature gas-cooled reactor pebble-bed module, The Journal of Computational Multiphase Flows 2018, Vol. 10(3) 128–139
75. Jo Jo Lee, Tushar K. Ghosh, Sudarshan K. Loyalka, Comparison of NBG-18, NBG-17, IG-110 and IG-11 Oxidation Kinetics in Air, Journal of Nuclear Materials, Vol 500, Pages 64-71, 2018
76. Marsden, B.J., Nuclear graphite for high temperature reactors (IAEA-TECDOC--1238). International Atomic Energy Agency (IAEA), 2001
77. B.J. Marsden, A.N. Jones, G.N. Hall, M. Treifi, P.M. Mummery, 14 - Graphite as a core material for Generation IV nuclear reactors, Structural Materials for Generation IV Nuclear Reactors, Woodhead Publishing, 2017, ISBN 9780081009062
78. <https://inl.gov/nuclear-energy/better-graphite-modeling-could-speed-up-licensing/>
79. John Rees, Wigner Energy in Irradiated Graphite and Post-Closure Safety, Environment Agency, R&D Technical Report P3-80/TR, January 2002
80. N. C. Gallego T. D. Burchell, A Review of Stored Energy Release of Irradiated Graphite, ORNL/TM-2011/378, Oak Ridge National Laboratory, September 2011
81. Allen R.D., The thermal expansion of synthetic graphites, Progress Report No. 30-20, JET Propulsion Laboratory, Pasadena, 1959
82. Guifeng Z., Guo W., Kang X., Neutronic effect of graphite dimensional change in a small modular molten salt reactor, International Journal of Energy Research, October 2020