

CONFIDENTIEEL

~~Sim 33024/07506~~

ms

LANDMACHT INLICHTINGENDIENST

Sectie Inlichtingen

ex.nr.: 1

Nr: 403-020382

Sib2038/-

29-4-82

KERNENERGIE IN DE SOVJET-UNIE

Een inleiding

afgesloten: 01 januari 1982

CONFIDENTIEEL

<u>INHOUDSOPGAVE</u>	<u>BLZ.</u>
INLEIDING	2
ENERGIEPRODUCTIE	3
KERNCENTRALES VOOR ELECTRICITEITSOPWEKKING	4
KERNCENTRALES VOOR WARMWATER- EN WARMTE- VOORZIENINGEN	6
KERNCENTRALES VOOR ANDERE DOELEINDEN	7
TABEL 1 KERNCENTRALES IN DE SOVJET-UNIE	8 t/m 10
FIG. 1 GEOGRAFISCHE LIGGING KERNCENTRALES	11
<u>BIJLAGE A</u> : GRONDSTOFFEN	12 t/m 13
<u>BIJLAGE B</u> : DRUKWATERREACTOREN VAN HET VVER-TYPE	14 t/m 17
<u>BIJLAGE C</u> : GRAFIET GEMODEREERDE REACTOREN VAN HET RBMK-TYPE	18 t/m 20
<u>BIJLAGE D</u> : TURBOGENERATOREN VOOR KERNCENTRALES	21
<u>BIJLAGE E</u> : SNELLE KWEEKREACTOREN	22 t/m 30
<u>BIJLAGE F</u> : HYBRIDE THERMONUCLEAIRE REACTOR	31 t/m 33
<u>BIJLAGE G</u> : THORIUM-URANIUMCYCLUS	34 t/m 35
<u>BIJLAGE H</u> : EXPERIMENTELE KERNREACTOREN BIJ HET WETENSCHAPPELIJK ONDERZOEK- INSTITUUT VOOR KERNREACTOREN IN DIMITROVGRAD	36 t/m 37
<u>BIJLAGE I</u> : WAPENTECHNISCHE ASPECTEN	38 t/m 40

KERNENERGIE IN DE SOVJET-UNIE
=====

INLEIDING

1. Het doel van dit rapport is enig inzicht te geven in het Sovjet nucleaire energieprogramma. Tevens wordt nader ingegaan op een aantal typen kernreactoren.
2. Alhoewel de implementatie van de Sovjet planning op het gebied van de vreedzame toepassing van kernenergie in een aantal opzichten weinig indrukwekkend is geweest, zoals geïllustreerd wordt door het ten opzichte van het Westen geringe aandeel van kernenergie in het totale energiepakket, dient vastgesteld dat mogelijk al binnen tien jaar pariteit met het Westen zal zijn ontstaan. Enerzijds is dit te danken aan een verwachte welhaast exponentiële groei van de productie van thermische kernreactoren en aan het feit dat deze kernreactoren zeer grote vermogens van 1000 MWe tot 2000 MWe bezitten. Anderzijds treedt in het Westen een zekere stabilisatie, c.q. stilstand, op in het kernenergieprogramma.
3. Het is niet onmogelijk dat op grotere schaal dan klaarblijkelijk tot nu toe gebeurt opwerking van gebruikte brandstofelementen van thermische kernreactoren gaat plaatsvinden. Enerzijds om de uraniumvoorraden te ontzien en anderzijds om sneller plutonium voor snelle kweekreactoren te verkrijgen.
4. De Sovjets voeren dan ook veel onderzoek uit naar mogelijkheden om ook op lange(re) termijn verzekerd te zijn van nucleaire energie. Hoewel de natuurlijk uraniumvoorraden zeker toereikend zijn om tot in het begin van de 21e eeuw thermische reactoren van splijtstof te voorzien, is onderkend dat de productie van splijtstof, voornamenlijk Pu-239, in thermische reactoren en, mogelijk, hybride fusiereactoren essentieel is om tijdig te kunnen overstappen naar een "plutonumeconomie".
5. Op het gebied van snelle kweekreactoren heeft de Sovjet-Unie een leidende positie in de wereld. Deze positie zal nog versterkt worden door de ambitieuze voortzetting van het onderzoek en de bouw van snelle natriumgekoelde kweekreactoren met nog grotere vermogens.

ENERGIEPRODUCTIE

6. Inleiding. De totale capaciteit van de Sovjet electriciteitscentrales werd eind 1980 geraamd op 270 miljoen kWe, waarvan 52 miljoen kWe van waterkrachtcentrales en slechts 13 miljoen kWe van elektrische kerncentrales, AES (Atomnaya Elektricheskaya Stantsiya). In 1980 werd naar schatting 1300 miljard kWh geproduceerd, waarvan 73 miljard kWh door kerncentrales. Energiebronnen waren olie (39%), aardgas (21%), kolen (21%), nucleaire energiebronnen (5%) en hydro-energiebronnen (14%). Het gebruik van andere energiebronnen, zoals zonneënergie, geothermische energie en windenergie, droeg percentueel nauwelijks bij en ook op lange termijn zullen deze energiebronnen toch nooit meer dan ongeveer 5% kunnen bijdragen in de energiebehoefte. Het relatief grote aandeel dat olie levert in de electriciteitsopwekking zal in de toekomst kleiner moeten worden. In de eerste plaats zal het aandeel van de eenvoudig winbare olie afnemen en wordt men gedwongen nu nog economisch niet-rendabele olie-reserves aan te spreken. Een aanzienlijk deel van deze olie-reserves bevindt zich in velden met relatief kleine afmetingen en in diepere lagen.

Bovendien overtreffen de kolenreserves vele malen die van olie (en aardgas) en de verwachting is dat het gebruik van olie (en aardgas) tegen het einde van deze eeuw aanzienlijk zal zijn afgenomen. Het lijkt niet onwaarschijnlijk dat in het begin van de volgende eeuw olie nog voornamelijk gebruikt zal worden door de chemische en microbiologische industrie.

De grootste voorraden organische brandstoffen zijn in het oosten van de Sovjet-Unie gesitueerd, terwijl het merendeel van de electriciteit in het westelijk deel van de Sovjet-Unie wordt verbruikt.

Alhoewel de Sovjet-Unie naar schatting 55% van de wereldvoorraad organische brandstoffen bezit, is de voortdurende aanvoer van deze primaire energiedragers ten behoeve van conventionele centrales een groot probleem. Van de totale vracht per spoor bestaat ongeveer 40% uit transport van brandstoffen uit de oostelijke delen van de Sovjet-Unie naar het westen. Het is daarom niet verwonderlijk dat de ontwikkeling en kwantitatieve uitbreiding van kerncentrales in het westelijk deel van de Sovjet-Unie een hoge prioriteit bezitten in de Sovjet-Unie. Overigens wordt een deel van de oplossing gezocht in de implementatie van plannen om conventionele centrales te bouwen in de directe omgeving van de **winplaatsen** van organische brandstoffen.

De bouw van centrales in de buurt van de Ekibastuz (in Kazakstan) en Kans-Achinsk kolenwinplaatsen en de Tyumen gaswinning vormen een eerste aanzet. De ontwikkeling en aanleg van een super-hoogspanningsnet om de electriciteit over grote afstand te transporteren vinden snelle voortgang, bv. de lijn Ekibastuz-Tambov (Europees Rusland) met 1500 kV over 2500 km (vermogen 6000 MW!). In de (verre) toekomst zijn hoogspanningsleidingen van meer dan 2000 kV van Siberië naar het Europese deel van Rusland over 3500 km te verwachten, met een vermogentransport van 10.000-20.000 MW.

De Sovjets voorspellen dat het mogelijk is naast transmissielijnen met 2000-3000 kV AC ook transmissielijnen tot 5000 kV DC te creëren.

Gezien het feit dat de voorraden organische brandstoffen in het Europese deel nagenoeg uitgeput raken, kan een verdere groei van de electriciteit- en warmteproductie hier alleen gerealiseerd worden door een snelle groei van het aantal kerncentrales en van hun capaciteit.

KERNCENTRALES VOOR ELECTRICITEITSOPWEKKING

7. Stand van zaken. In tabel I is een overzicht gegeven van de gebouwde en in aanbouw zijnde kerncentrales. In fig. 1 is een schets van de geografische ligging van deze kerncentrales opgenomen. Bij de nu volgende beschouwing is de militaire installatie in Troitsk (zie bijlage I) niet opgenomen. Uit dit overzicht valt op te maken dat eind 1975 de nucleaire capaciteit ongeveer 4900 MWe was, geleverd door 7 kerncentrales met 14 reactoren. Eind 1980 was dit ongeveer 12.760 MWe door 11 kerncentrales met 26 reactoren. Illustratief is dat de Sovjets begin 1979 zelf gerekend hadden eind 1980 te kunnen beschikken over ongeveer 18.700 MWe van 18(!) centrales. Eind 1981 stond ongeveer 15.640 MWe door 11 kerncentrales met 30 reactoren ter beschikking. Volgens planning zal eind 1985 ruim 37.000 MWe geleverd worden door 23(!) stations. Totaal zijn er nu 12 nieuwe elektrische kerncentrales gepland. Gezien de te optimistische verwachtingen die in de Sovjet-Unie gekoesterd worden (verwachtingen die slechts voor ongeveer 60% door de realiteit gedekt worden) moeten we ook hier verwachten dat het eindresultaat veel minder zal zijn. Onze prognose is dat eind 1985 ongeveer 30.000 MWe ter beschikking zal staan. Opvallend is dat in open Sovjet literatuur slechts sprake is van een 25- tot 30-tal elektrische kerncentrales aan het eind van 1990. Hieruit kan men concluderen dat vermoedelijk het initiële aantal elektrische kerncentrales na 1985 niet sterk meer zal groeien, maar dat vnl. aandacht zal worden geschonken in deze periode aan het uitbouwen van de bestaande stations. De elektrische kerncentrales die gebouwd of in aanbouw zijn hebben in het algemeen een initiele capaciteit van 4000-7000 MW. In de tweede fase, welke waarschijnlijk pas in de loop van de jaren '90 kan worden geïmplementeerd, worden de capaciteiten van de kerncentrales verder uitgebreid totdat zeer grote energieparken ontstaan. Er is in een aantal gevallen sprake van meer dan 10.000 MWe per daarvoor geschikte centrale.

De Sovjet literatuur geeft een planningswaarde van 100.000 MWe capaciteit tegen het einde van 1990, echter kan aangenomen worden dat de capaciteit eind 1990 een stuk lager zal zijn, in de orde van grootte van 70.000 MWe.

Het feit dat de Sovjets steeds te optimistische verwachtingen koesteren over de groei van het aandeel van de kernenergie versluiert voor een deel de vaststelling dat alle tekenen erop wijzen dat in tien jaar tenminste 20% van alle electriciteit door kernenergie wordt geleverd.

In de loop van de jaren '90 zal dat aandeel tot boven de 30% kunnen stijgen, en dat terwijl het aandeel van de kernenergie in de energieproductie in het Westen zich nog steeds lijkt te stabiliseren. De gigantische reactor- en turbineproductie faciliteiten komen moeizaam tot stand, maar eenmaal op gang lijkt een onstuitbare groei van capaciteit en van aantal krachtcentrales tot stand te komen. De zo opgebouwde technologie en de verkregen productiefaciliteiten zullen in de loop van de jaren '90 gebruikt worden om nieuwe en bestaande markten te penetreren, waarbij de stagnatie op het gebied van technologie en productie in het Westen, tot gevolg zal hebben dat datzelfde Westen waarschijnlijk op dit gebied overvleugeld wordt. De Sovjets hebben voldoende uranium om al deze centrales aan de gang te houden, (zie bijlage A), maar binnen een voorzienbare tijd zullen de Sovjets toch de stap gemaakt moeten hebben naar een commerciële exploitatie op grote schaal van snelle kweekreactoren. De Sovjet-Unie lijkt tijdig te kunnen overstappen naar deze mogelijkheid, geholpen door adequate technologie en niet gehinderd door verschijnselen, welke de toepassing in het Westen stagneren, c.q. frusteren.

8. Thermische reactoren en turbines. De huidige stand van zaken op het gebied van de reactorontwikkeling wordt gekarakteriseerd door de bouw van een groot aantal kerncentrales met groot vermogen met (thermische) reactoren of van het type drukwaterreactor (het type met water als moderator en als koeling) zgn. VVER-type (zie bijlage B) of van het type grafiet gemodereerd kanaaltipe reactor (hoog vermogen kokend waterreactor) zgn. RBMK-type (zie bijlage C). Zoals uit deze bijlagen blijkt vindt er een ontwikkeling plaats naar hogere vermogens per reactor door stapsgewijze verbetering van de eerste modellen. Opvallend is dat de Sovjets nog steeds reactorsystemen vervolmaken, die in het Westen reeds lang niet meer gebouwd worden. Parallel vindt er een ontwikkeling plaats van stoomturbines naar steeds hogere vermogens (zie bijlage D). Een van de achterliggende gedachten lijkt te zijn dat het de Sovjets (relatief) makkelijker valt reactoren en turbines met groter vermogen te produceren, dan grotere aantallen kleinere reactoren en turbines.

9. Snelle kweekreactoren en hybride fusiereactoren. In bijlage E is een overzicht gegeven van de ontwikkelingen op het gebied van de snelle kweekreactoren. Hier heeft de Sovjet-Unie altijd een voorsprong gehad en de verwachting is dat in de jaren '90 een serieproductie van snelle kweekreactoren zal worden opgebouwd. Vermoedelijk zal gekozen worden voor een type met 800 MWe, waarvan nu sprake is, of, toch nog een 1600 MWe reactor. Nu in het Westen de bouw van snelle kweekreactoren stagneert, is het des te opvallender dat de Sovjet-Unie het snelle kweekreactorprogramma met kracht voortzet. Dit is in de ogen van de Sovjets ook noodzakelijk omdat de natuurlijke uranium voorraden in de Sovjet-Unie versneld zullen worden verbruikt en het nog maar de vraag is of het snelle kweekreactorprogramma tijdig voltooid wordt. Het is daarom niet verwonderlijk dat het hybride concept, bestaande uit het kweken van Pu uit de U-238 mantel van een fusie-reactor, volle aandacht krijgt.

In bijlage F wordt nader op dit gecombineerde splijting en fusieconcept ingegaan. Een van de voordelen is dat het in het hybride concept mogelijk is de kweekduur, noodzakelijk om voldoende Pu te produceren voor een opstarten van een reactor, aanzienlijk te verkorten. Het lijkt niet onmogelijk dat reeds in de jaren '90 een experimenteel hybride prototype gebouwd zal zijn. Een ander alternatief is gebaseerd op de thorium-uraniumcyclus (zie bijlagen A en G), maar betwijfeld wordt of de Sovjet-Unie in de voorzienbare toekomst deze cyclus zal implementeren.

KERNCENTRALES VOOR WARMWATER- EN WARMTEVOORZIENINGEN

10. Van de totale hoeveelheid energie die geproduceerd wordt, maakt de opwekking van elektrische energie slechts ongeveer 20% uit. Voor verwarmingsdoeleinden, warmwatervoorzieningen en enkele laag calorische industriële behoeften, wordt ongeveer 30% van de totale hoeveelheid energie verbruikt. Deze energie wordt geleverd door olie, gas en steenkool. In de wat verdere toekomst zullen thermo-electrische kerncentrales (ATET = Atomnaya **Termo-Elektricheskaya Teplo-Stantsiya**) en warmteproducerende kerncentrales (AST = Atomnaya Stantsiya Teplosnabzheniya) een groot deel van deze behoefte moeten gaan dekken (zie tabel I). De eerste twee uitsluitend warmteproducerende kerncentrales zijn in aanbouw in Gorkiy en Voronezh. Deze centrales zijn beiden opgebouwd uit twee reactoren van een VVER-type (500 MWt). In het V.I. Lenin Wetenschappelijk Onderzoekinstituut voor Kernreactoren (NIIAR) in Dimitrovgrad worden o.m. twee typen kernreactoren beproefd (zie bijlage H). De eerste is een, nog steeds experimentele, kokend waterreactor, VK-50, met een thermisch vermogen van 220 MW (50 MWe) en deze is sedert 1965 in bedrijf. Dit type reactor zal mogelijk toepassing vinden in primair warmteproducerende kerncentrales. Door modificaties aan deze reactor is het mogelijk gebleken in de loop der jaren het thermisch vermogen van 140 MW tot 220 MW op te voeren. De tweede is een kleine nucleaire reactorinstallatie ARBUS met een organisch koelmiddel (ditolylmethaan). ARBUS lijkt een betrouwbare en veilige installatie, opgebouwd uit een aantal units van zes tot twaalf ton, welke tot 1979 beproefd is t.b.v. electriciteitsopwekking en sedert november 1978 als warmtecentrale. De voordelen van een dergelijke reactor zijn dat de constructie ter plaatse eenvoudig is door de geringe omvang van de installatie en de modulaire opbouw. Gezien het relatief kleine vermogen lijkt deze installatie voorbehouden voor afgelegen locaties.

KERNCENTRALES VOOR ANDERE DOELEINDEN

11. Overige civiele doeleinden. Naast de genoemde toepassingen van kernenergie kan nog worden gedacht aan oplossingen voor de brandstof voorziening van auto's, motoren, treinen en vliegtuigen op lange termijn. Een interim oplossing wordt waarschijnlijk gevonden in bv. productie van synthetische benzine op basis van kolenvergassing. Op nog langere termijn kan gedacht worden aan waterstof als brandstof, waarbij de energie voor de productie van waterstof geleverd moet worden door kerncentrales. Dat e.e.a. een belangrijk probleem zal gaan vormen wordt geïllustreerd door het feit dat 20% van de totale energie vnl. in de vorm van aardolieproducten, hiermee gemoeid is. Voor hoog calorische industriële doeleinden, met name de zware en chemische industrie, wordt ongeveer 30% van de totale hoeveelheid energie verbruikt, waarbij men vnl. gebruik maakt van gas, olie en kolen. Ook hier dient kernenergie soulaas te bieden. Gedacht wordt hier aan heliumgekoelde reactoren met temperaturen tot 1000°C.

12. Militaire doeleinden (zie bijlage I). Er is slechts één kerncentrale voor militaire doeleinden bekend. Het betreft hier de Siberische kerncentrale in Troitsk, uitgerust met zes kernreactoren van het grafietgemodereerde RBMK-type met een vermogen van 6x100 MWe. Deze reactoren zijn in de periode 1958-1962 in bedrijf gesteld. Naar schatting zal een dergelijke centrale ca. 200 kg wapenplutonium per jaar produceren. Aangenomen wordt dat zich bij de centrale een opwerkingsinstallatie bevindt. Het feit dat de commerciële snelle kweekreactoren in Shevchenko en Beloyarsk nog een groot aantal jaren moeten draaien op verrijkt uranium (zie bijlage E) zou kunnen impliceren dat de militaire centrale geen surplus plutonium produceert of anders geformuleerd, dat het militaire programma geheel los staat van de vreedzame toepassingen van kernenergie. Het feit dat in de civiele sector geen of weinig opwerking van gebruikte brandstofstaven heeft plaatsgevonden, indiceert dat ook geen overdracht van know-how op het gebied van opwerking heeft plaatsgevonden van de militaire sector naar de civiele sector.

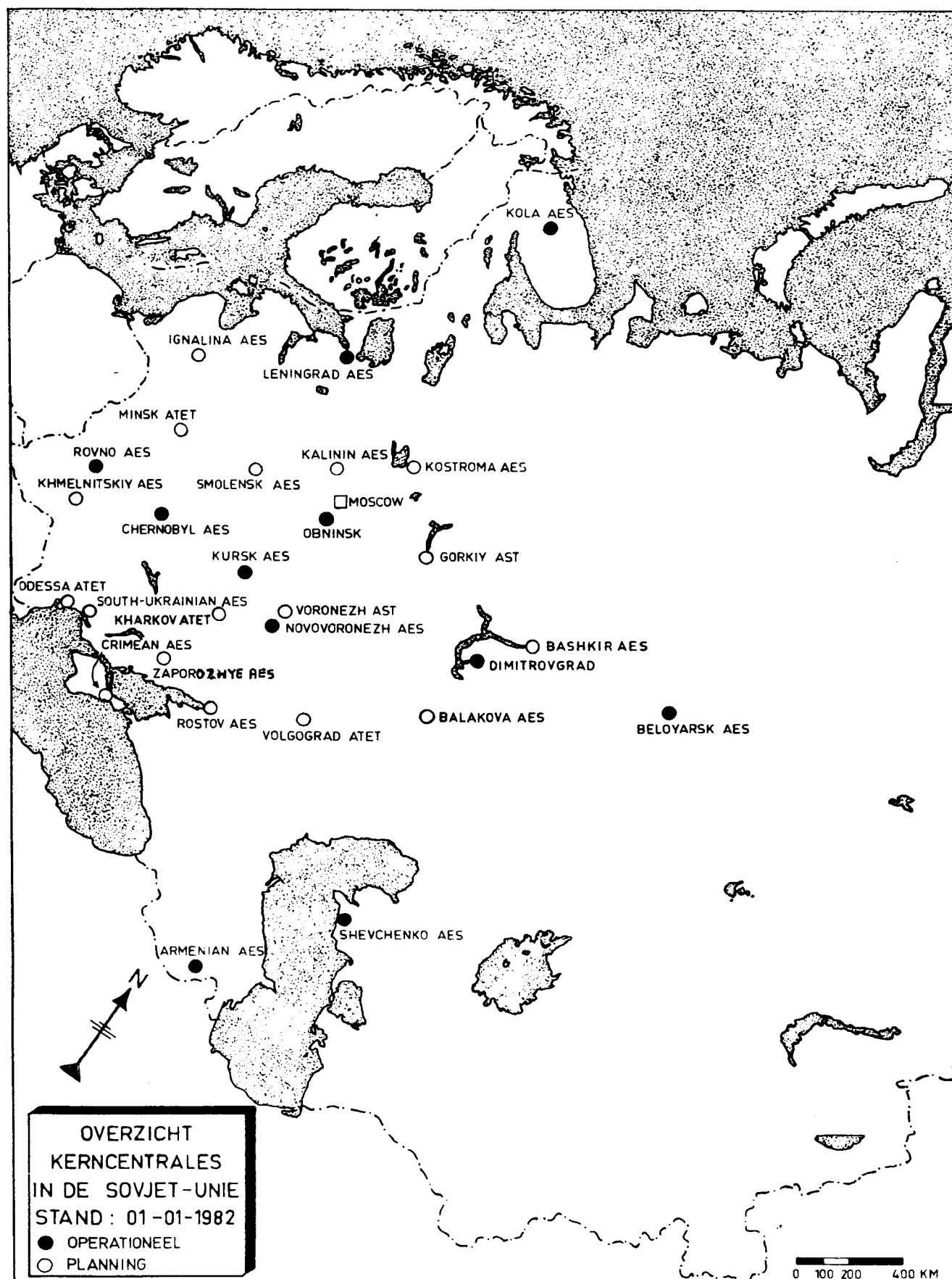
Tabel I Kerncentrales in de Sovjet-Unie
Stand per 01-01-1982

	Plaats	Vermogen (MWe)	Operationeel	Reactor type	Opmerkingen
Armenian AES	Oktemberyan Metsamorrivier	1. 405	1976	VVER-440	Vermogen i.v.m. koelingsproble- matiek geredu- ceerd
		2. 410	1980	VVER-440	
Balakova AES	Privolzhsk, Saratov Oblast	1. 1000	1984	VVER-1000	4000-6000 MW
		2. 1000	< 1986	VVER-1000	-
Bashkir AES	Nizhnekamsk	1. 1000	1985	VVER-1000	6000 MW
Beloyarsk AES	Beloyarsk	1. 100	1964	RBMK-type(AMB-1)	600 MW turbine Pool-type
		2. 200	1967	RBMK-type(AMB-2)	
		3. 600	1980	LMFBR(BN-600)	
Bilibino AES	Magadan schiereiland	1. 12	1974	RBMK-type(EPG-6)	Centrale verwar- ming en electrici- teit Mogelijk Pu-productie
		2. 12	1974	RBMK-type(EPG-6)	
		3. 12	1975	RBMK-type(EPG-6)	
		4. 12	1975	RBMK-type(EPG-6)	
Chernobyl AES	Chernobyl	1. 1000	1977	RBMK-1000	6000 MW
		2. 1000	1979	RBMK-1000	8x500 MW turbines
		3. 1000	1981	RBMK-1000	Deel electriciteit
		4. 1000	1982	RBMK-1000	d.m.v. MIR-netwerk aan de NSWP-landen
Crimean AES	Aktash	1. 1000	1985	VVER-1000	4000-6000 MW
		2. 1000	1985	VVER-1000	
Dimitrovgrad AST	Dimitrovgrad	1. 12(t)	1979	ARBUS	Experimenteel Warmteproductie
Dimitrovgrad	Dimitrovgrad	1. 220(t)	1965	PWR(VK-50)	Experimentele reac- tor o.m. warmte- productie
Dimitrovgrad	Dimitrovgrad	1. 12	1969	LMFBR(BOR-60)	Onderzoekreactor
Gorkiy AST	Gorkiy	1. 500(t)	1983	VVER-type	..
		2. 500(t)	1983	VVER-type	

	Plaats	Vermogen (MWe)	Operationeel	Reactor type	Opmerkingen
Ignalina AES	Ignalina	1. 1500 2. 1500	< 1986 < 1986	RBMK-1500 RBMK-1500	6000 MW Eerste RBMK-1500! 2x800 MW turbines
Kalinin AES	Kalinin	1. 1000 2. 1000	1982/1985 < 1986	VVER-1000 VVER-1000	Tweede low-speed 1000 MW turbine
Kharkov ATET	Kharkov				
Khmelnitskiy AES	Khmelnitskiy	1. 1000 2. 1000	1984 1985	VVER-1000 VVER-1000	4000 MW T.b.v. CEMA-landen Polen, Hongarije en Tsjecho-Slowakije
Kola AES	Kola schiereiland	1. 440 2. 440 3. 440 4. 440	1973 1974 1981 < 1986	VVER-440 VVER-440 VVER-440 VVER-440	
Kostroma AES	Kostroma	1. 1500	< 1986	RBMK-1500	6000 MW
Kursk AES	Kursk	1. 1000 2. 1000 3. 1000 4. 1000	1976 1979 1982 < 1986	RBMK-1000 RBMK-1000 RBMK-1000 RBMK-1000	6000 MW
Leningrad AES	Leningrad	1. 1000 2. 1000 3. 1000 4. 1000	1973 1975 1979 1981	RBMK-1000 RBMK-1000 RBMK-1000 RBMK-1000	8x500 MW turbines Levert ook aan Finland
Minsk ATET	Minsk	1. 2.			12 miljard kWh en 150 miljoen Geal per jaar
Novovoronezh AES	Novovoronezh	1. 210 2. 365 3. 440 4. 440 5. 1000	1964 1969 1971 1972 1980	VVER-type VVER-type VVER-440 VVER-440 VVER-1000	500-MW low-speed turbines. Eerste VVER-1000

CONFIDENTIEEL

	Plaats	Vermogen (MWe)	Operationeel	Reactor type	Opmerkingen
Obninsk	Obninsk	1. 5	1954	RBMK-type(AM-1)	
Obninsk	Obninsk	1. 410(t)	1959	LMFBR (BR-5, nu BR-10)	
Odessa ATET	Odessa	1. 1000	1985		Electriciteit- en warmteproductie Bouw aangevangen in 1981. Eerste centrale van dit type
Rostov AES	Rostov Tsimlyansk reservoir	1. 1000	1985	VVER-1000	
Rovno AES	Rovno	1. 440	1980	VVER-440	ca. 5000 MW High-speed 1000 MW turbine. Coöp. met CEMA-landen.
		2. 440	1981	VVER-440	
		3. 1000	< 1986	VVER-1000	
Shevchenko AES	Shevchenko	1. 350	1973	LMFBR(BN-350)	150 MWe + 120.000 t drinkwater/dag. Loop-type
Smolensk AES	Smolensk	1. 1000	1982	VVER-1000	7000 MW 500 MW turbine
South Ukrainian AES	Nikolayev	1. 1000	1982	VVER-1000	1e en 3e 1000 MW low-speed turbines
		2. 1000	< 1986	VVER-1000	
Troitsk AES	Siberië	6 x 100	1958/1962	RBMK-type	Militair!
Volgograd ATET	Volgograd				
Voronezh AST	Voronezh	1. 500(t)	1983	VVER-type	Lage reactordruk(16 bar) en lage temp.(ca. 200°C)
		2. 500(t)	1983	VVER-type	
Zaporozhye AES	Zaporozhye	1. 1000	1983	VVER-1000	4000 MW Special containment Turbogenerator van 1000 MW
		2. 1000	< 1986	VVER-1000	

Fig. 1 Geografische ligging kerncentrales

LAS '81 I&V 409

Bijlage A

GRONDSTOFFENURANIUM

1. Uraniumwinning valt in de Sovjet-Unie onder het Ministerie van Middelbare Machinebouw. De benodigde hoeveelheid natuurlijk uranium gedurende de "levensduur" (meer dan 20 jaar) van een thermische reactor wordt op 1 à 2000 ton per 1000 MWt geraamd. In onderstaande tabel valt af te leiden dat de totale gecumuleerde hoeveelheid geproduceerde uranium in de Sovjet-Unie ongeveer 160.000 ton bedraagt, voldoende om tot in het begin van de volgende eeuw de benodigde brandstofelementen voor de dan gebouwde kerncentrales aan te kunnen maken.

Land	Zekere reserves (ton U)	Onzekere reserves (ton U)	Productie tot 1970 (ton U)	jaarlijkse productie (ton U)
Sovjet-Unie	100.000-160.000	800.000(?)	100.000	5.000
NSWP-landen	110.000-140.000	200.000-700.000(?)	17.500 (vnl. Hongarije)	10.000

Tabel A-I Uraniumertswinning in de Warschau-Pact landen

Er is een negental gebieden bekend in de Sovjet-Unie waar uraniumerts wordt gewonnen. De belangrijkste bijdragen komen uit het zuidwestelijke deel van Uzbekistan (Samarkand-Buchara) met 30%, de Oekraïne (Krivoi Rog) met 10-15% en Tadzjikistan (Chaklovsky-Leninabad) met naar schatting 20%. Verder nog o.m. uit Siberië en het Verre-Oosten. De in de tabel genoemde onzekere reserves in de Sovjet-Unie zijn in Siberië gesitueerd. Er is een achttal installaties, waar het uraniumerts wordt opgewerkt tot uraniumoxide, zoals die in de Oekraïne met een capaciteit van 500.000 ton erts per jaar en die in Kaukasus met een capaciteit van 300.000 ton erts per jaar.

2. Behalve winning van uranium uit erts worden de mogelijkheden onderzocht om uranium te winnen uit fosfaten. Om een indruk van de stand van zaken op dit gebied te geven zij vermeld dat Joegoslavië er naar streeft eind 1982 een installatie in bedrijf te hebben welke uit 300.000t fosfaat langs de natte weg 100t U_3O_8 per jaar produceert. Indien de vraag naar uranium blijft stijgen is het niet ondenkbaar dat in het begin van de volgende eeuw uranium uit zeewater kan worden gewonnen. Experts van het Vernadskiy Instituut voor Geochemie en Analytische Chemie is het recent gelukt enkele grammen uranium te winnen uit Barendssee en de Stille Oceaan door gebruik te maken van titaniumoxide als adsorptiemateriaal, maar waarschijnlijk komt dit soort methoden pas aan de orde indien op grote schaal metalen uit zeewater worden gewonnen.

THORIUM

3. Er zijn op dit moment geen kwantitatieve gegevens bekend over het voorkomen van thoriumhoudende ertsen in de Sovjet-Unie, maar aangenomen mag worden dat deze hoeveelheden niet verwaarloosbaar zullen zijn. Het wordt echter betwijfeld of de Sovjet-Unie in de voorzienbare toekomst op commerciële schaal de thorium-uranium cyclus zal implementeren (zie ook bijlage F).

Bijlage B

DRUKWATERREACTOREN VAN HET VVER-TYPE

INLEIDING

Het type reactor, dat met water gekoeld en gemodereerd wordt en dat is geplaatst in een drukvat wordt door de Sovjet aangeduid met VVER.

In principe onderscheidt het VVER-type zich niet veel van de Westerse typen. Een toch wel belangrijk onderscheid wordt gevormd door het feit dat de Sovjets er bij de eerste typen vanuit gingen dat een ongeluk tengevolge van een breuk in het drukvat te onwaarschijnlijk was om te voorzien in een secundaire omvatting. De eerste VVER-1000 reactor, die in 1980 in bedrijf werd gesteld is echter wel van een dergelijke vatting van gewapend beton voorzien, zodat bij een breuk alle radioactieve materiaal wordt verzameld in dit beton.

De VVER-reactor is feitelijk een doorontwikkeling van reactoren welke aan het eind van de jaren '50 voor de aandrijving van de atoomijsbreker LENIN werden gebouwd. De kerncentrale in Novovoronezh (zie figuur B-I) is de plaats waar alle VVER-typen tot nu toe zijn uitgetest. De eerste VVER-reactor, VVER-210 (met een vermogen van 210 MWe, zoals uit de aanduiding blijkt) werd daar in 1964 in bedrijf gesteld. In november 1969 werd deze reactor stilgelegd, onderzocht en gemodificeerd tot 265 MWe. Via een tussenoplossing (type VVER-365 in 1970 te Novovoronezh) werd tenslotte gekomen tot een standaard reactor, VVER-440.

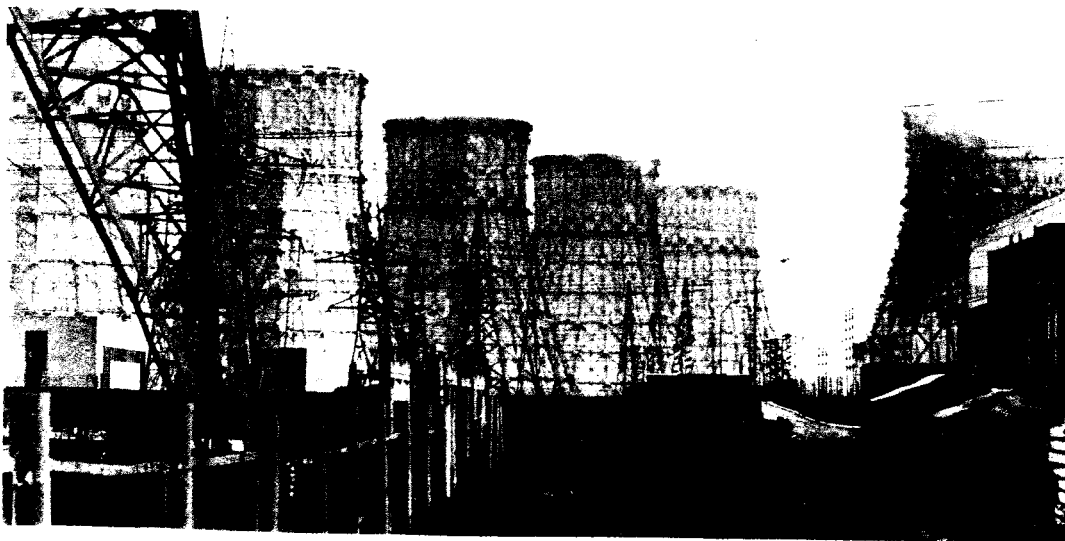


Fig. B-I 2455 MWe Novovoronezh AES

VVER-440

De eerste twee reactoren van het type VVER-440 werden in het begin van de jaren '70 in Novovoronezh in bedrijf gesteld. Daarna volgden Kola AES, Armeense AES en tenslotte in 1980 Rovno AES. Dit type reactoren is in serie gebouwd door de Zhdanov Izhora Machinebouw Associatie, waar complete reactoren en drukvaten werden geproduceerd. Omdat de Sovjets zelf wilden overstappen naar het nieuw standaardtype VVER-1000 en de VVER-440 typisch een exportartikel is geworden, dat op grote schaal in de NSWP-landen wordt geïntroduceerd, wordt de productie overgeheveld naar de NSWP-landen (bv. Skoda in Tjecho-Slowakije produceert reactoren en drukvaten, Sigma in Tjecho-Slowakije legt zich toe op de productie van koelmiddelpompen. Polen specialiseert zich op warmtewisselaars, veiligheidssystemen, ventielen etc, Hongarije op wateropwerkingssystemen, ontluchtingssystemen en elektronische meet- en regelapparatuur, Bulgarije fabriceert biologische en andere afschermende en beschermende systemen, Joegoslavië kranen en dampgenerators).

Door blijkbaar gebrekkige kwaliteitscontrole is de ervaring die andere landen met de VVER-440 reactor hebben opgedaan niet erg positief en het ziet er dan ook naar uit dat zodra de VVER-1000 exportrijp is zal worden overgegaan op de VVER-1000.

Enige technische bijzonderheden van de VVER-440 zijn samengevat in tabel B-I, terwijl in figuur B-II een schematische opbouw van de eigenlijke VVER-440 reactor wordt getoond. Het drukvat zelf bestaat uit een chroom-molybdeen-vanadium koolstofstaal met een roestvrij stalen binnenbekleding.

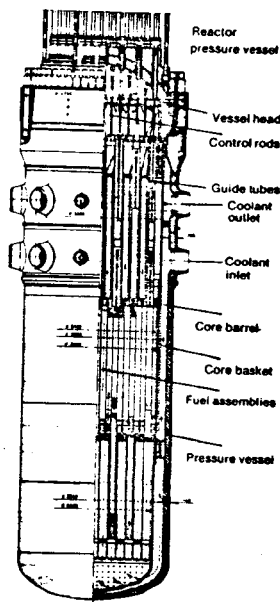


Fig. B-II Schematische opbouw VVER-440
met drukvat

VVER-1000

De eerste VVER-1000 werd in 1980 in bedrijf gesteld in de kerncentrale van Novovoronezh. Het is de eerste reactor van een type dat op grote schaal geproduceerd gaat worden. De productie vindt plaats in de Zhdanov Izhora Machinebouw Associatie in Leningrad en in een nieuw productiebedrijf ATOMMASH, nabij Volgograd. In het algemeen kan gezegd worden dat het type VVER-1000 waarschijnlijk het grootste aandeel gaat leveren in de toename van de kernenergie in de Sovjet-Unie. Deze reactor zal ook aan NSWP-landen worden geleverd.

Karakteristiek voor de reactorontwikkeling in de Sovjet-Unie is het feit dat in het algemeen vergroting van het vermogen is en wordt bereikt door modificaties van een bestaand type. Nu is dit in geval van VVER-reactoren niet zo verwonderlijk want de afmeting van drukvat en reactor wordt nu nog begrensd door de transportmogelijkheden per spoor.

In het geval van de VVER-1000 werd een verdubbeling van het thermisch vermogen voornamelijk bereikt door een beter warmteprofiel in de reactor, verkregen door verbetering van het beladingsschema, een verbeterde interne brandstofcyclus en de toepassing van boorzuur. Trouwens de koelcapaciteit kon door grotere koelpompen zodanig worden verbeterd dat het aantal primaire circuits van zes bij de VVER-440 tot vier bij de VVER-1000 kon worden teruggebracht. Verder is een verschil met de VVER-440 dat het oppervlakte van de brandstofelementen is opgevoerd. Zoals reeds vermeld is de VVER-1000 reactor wel voorzien van een secundaire omvatting van gewapend beton.

In tabel B-I is een kort overzicht gegeven van enkele karakteristieke gegevens van de VVER-1000.

VVER-2000

Zoals reeds vermeld zijn de afmetingen van het drukvat van een VVER-type reactor begrensd door de transportmogelijkheden. Waarschijnlijk zullen in de huidige conceptie met een drukvat uit één stuk, dat dan ook nog transportabel moet zijn, weinig mogelijkheden zijn om het vermogen nog sterk op te voeren, zonder dat diepgaande concessies moeten worden gedaan bv. t.a.v. de efficiency. Waarschijnlijker lijkt het dat de Sovjets zullen overgaan op drukvaten, welke bestaan uit meer lagen, waardoor een assemblage ter plaatse tot de mogelijkheden gaat behoren. Naast de aangestipte moeilijkheden met de grootte van de reactor, moet ook niet uit het oog verloren worden dat pompen en dampgeneratoren met aanzienlijk hogere capaciteit zullen moeten worden ontwikkeld. Bovenstaande illustreert dat een opvolger van de VVER-1000 met aanzienlijk groter vermogen niet op korte termijn gerealiseerd zal worden.

	VVER-440	VVER-1000
Bruto electrisch vermogen	440 MWe	1000 MWe
Thermisch vermogen	1375 MWt	3000 MWt
Buitendiameter drukvat	3,84 m	4,50 m
Binnendiameter drukvat	3,56 m	4,07 m
Hoogte drukvat	11,80 m	10,85 m
Diameter reactorkern	2,80 m	3,2 m
Hoogte reactorkern	2,42 m	3,5 m
Aantal brandstofelementen	349	151
Aantal brandstofstaven per el.	126	331
Gemiddelde verblijftijd element	7000 uur	
Verrijkingsgraad uranium	3,6 %	3,3-4,4 %
Hoeveelheid verrijkt uranium	42 t UO ₂	66 t UO ₂
Gemiddeld opbrand percentage	2,9 %	2,6-4,0 %
Aantal primaire koelcircuits	6	4
Capaciteit primaire pomp	6500 m ³ /uur	19.000 m ³ /uur
Koelmiddelsnelheid	9000 kg/s	21.000 kg/s
Temperatuur koelmiddel bij reactoringang	267°C	289°C
Temperatuur koelmiddel bij verlaten reactor	296°C	322°C
Koelmiddeldruk	125 kg/cm ²	160 kg/cm ²
Capaciteit dampgenerator	425 t/uur	1469 t/uur
Aantal turbogenerators	2	2
Type turbogenerator	K-220-44	K-500-60

Tabel B-I

Parameters van drukwaterreactoren

Bijlage C

GRAFIETGEMODEREERDE REACTOREN VAN HET RBMK-TYPE

INLEIDING

Het type reactor, dat met grafiet gemodereerd wordt en met kokend water gekoeld wordt, wordt door de Sovjets aangeduid met RBMK.

De ontwikkeling van het reactortype RBMK is reeds in het begin van de jaren '50 aangevangen en leidde tot de eerste Sovjet kerncentrale in Obninsk (1954). Ook de allereerst voor militaire doeleinden gebruikte Siberische kerncentrale (1958-1962) is uitgerust met dit type. De volgende stap was de bouw van twee reactoren van resp. 100 MWe en 200 MWe in Beloyarsk (resp. 1964 en 1967). De volgende sprong was een reactor RBMK-1000 van 1000 MWe in Leningrad (1973).

RBMK-1000

De RBMK-1000 is de eerste gestandariseerde reactor van dit type en wordt in serie vervaardigd. De RBMK-reactor heeft slechts een dunwandige omhulling. In de grafietblokken lopen verticale brandstofelementkanalen bestaande uit een Zr-legering. Twee brandstofelementen met ieder 18 brandstofstaven bevinden zich achter elkaar in een brandstofelementkanaal. De warmteafvoer geschiedt met kokend water. Terwijl het water de kern passeert, treedt stoomvorming op. Deze stoom wordt door een waterstoomscheider afgescheiden en als droge stoom naar de twee turbines van ieder 500 MWe gevoerd. Het verwisselen van de elementen kan belast plaatsvinden. In tegenstelling tot de tweede reactor in Beloyarsk zijn de kanalen niet van staal, maar van een Zr-legering. De daardoor ontstane voordelen bij de vervaardiging van de elementen moeten bekocht worden met een verlaging van de waarden van de stoomparameters. Een verhoging van de verrijkingsgraad (tot 3,6%!) wordt gezien als een realistische methode om de efficiency te verhogen. Het is derhalve niet onwaarschijnlijk dat in de naaste toekomst hier op ingespeeld wordt, alhoewel dan wel modificaties aan de warmtewisselaars noodzakelijk zijn. In tabel C-I worden enige technische gegevens opgesomd.

RBMK-1500

De resultaten met de eerste gestandaardiseerde RBMK-1000 toonden aan dat het thermisch vermogen verhoogd kon worden. Een van de punten was dat de temperatuur van het grafiet lager was dan verwacht. Een ander punt was dat het dampgehalte bij het grensvlak met de kanalen verhoogd kon worden. Ook de gekozen grafiet/uranium verhouding was niet optimaal.

Deze punten en enkele andere thermodynamische en hydrodynamische verbeteringen hebben er toe bijgedragen dat het vermogen tot 1500 MWe verhoogd kon worden, zonder dat de dimensies van de reactorkern zelf aangetast werden. Ook hier is het mogelijk de efficiency van de reactor op te voeren door met een hogere verrijkingsgraad te werken (2% kan zelfs zonder modificaties gebruikt worden).

In tabel C-I worden enige technische gegevens vermeld.

De RBMK-1500 wordt in een kleine serie geproduceerd. Voor 1986 zouden de eerste twee reactoren in de in aanbouw zijnde Ignalina AES operationeel moeten zijn.

Verder zijn reactoren voorzien voor de Kostroma AES en Kursk AES. Nog niet duidelijk is of de RBMK-1500 als een interimoplossing moet worden gezien voor een standaard RBMK-2000 of RBMK-2400.

RBMK-2000

Bij het ontwerp van de RBMK-2000 wordt de kanaaldiameter groter. Tevens zal het aantal brandstofelementen toenemen en de configuratie veranderd worden, waardoor ook de reactorkern van de RBMK-2000 dezelfde uitwendige afmetingen heeft als de RBMK-1000. De verwezenlijking van een vergroot kanaal opent nieuwe mogelijkheden om het opbrandpercentage te vergroten, waardoor minder natuurlijk uranium zal worden verbruikt.

Het is inmiddels duidelijk geworden dat met een hogere verrijkingsgraad en met een reactor, waarbij de elementen tijdens de belasting kunnen worden vervangen, de nieuw beladen kanalen een grotere capaciteit (ongeveer 25-30 MWd/kg U) bezitten en dat de verblijfsduur van de elementen toe zal nemen tot ongeveer vijf jaar. Een dergelijke reactor zal waarschijnlijk niet meer in de jaren '80 operationeel worden.

In tabel C-I worden enige technische gegevens vermeld.

RBMK-2400

Naast de RBMK-2000 wordt de RBMK-2400 als standaard reactor voor de toekomst genoemd. Bij de ontwikkeling van de RBMK-2400 wordt overwogen om weer nucleaire superverhitting van damp, zoals deze reeds bij de reactoren van de Beloyarsk AES is toegepast, te gebruiken. Daardoor zou de efficiency tot 37% kunnen stijgen. Bovendien is het dan mogelijk het aantal water/stoom separatoren en het aantal pompen te verminderen en snelle turbines (3000 toeren per minuut) in te zetten. De problemen bij een dergelijke aanpak zijn vnl. materiaaltechnisch door de hogere temperaturen.

De modulaire opbouw van dergelijke reactoren maakt het mogelijk de eenheden af te stemmen op de mogelijkheden van transport per spoor.

De RBMK-2400 zal derhalve opgebouwd worden uit acht onafhankelijke koelcircuits met twee separatoren en twee hoofdpompen per circuit.

Het grote aantal koelcircuits bij de RBMK-2400 kan ertoe leiden dat de reactorveiligheid groter wordt en het reactorvermogen flexibeler wordt en derhalve meer aangepast aan de momentane behoefte.

Ook hier dient gesteld dat het operationeel worden van de RBMK-2400 niet meer in de jaren '80 te verwachten valt.

In tabel C-I worden enige technische gegevens vermeld.

	RBMK-1000	RBMK-1500	RBMK-2000	RBMK-2400
Bruto electrisch vermogen	1000 MWe	1500 MWe	2000 MWe	2400 MWe
Thermisch vermogen	3200 MWe	4800 MWe	6300 MWt	6800 MWt
Diameter reactorkern	11,80 m	11,80 m	-	7,50x27,0 m
Hoogte reactorkern	7,00 m	7,00 m	-	7,00 m
Aantal verdampingskanalen	1693	1661	-	1920
Aantal overhittingskanalen	n.v.t.	n.v.t.	n.v.t.	960
Aantal elementen per kanaal	2	2	-	
Aantal brandstofstaven per el.	18	-	-	
Verrijkingsgraad uranium	1,8% U-235	1,8% U-235	2,6% U-235	1,8/2,4% U-235
Hoeveelheid verrijkt uranium	192 t UO₂	189 t UO₂	320 t UO₂	239 t UO₂
Gemiddeld opbrandpercentage (verdampingskanaal)	1,85%	1,78%	2,8%	1,94/2,4%
Koelmiddelsnelheid	37.500 t/u	29.000 t/u		
Temp. koelmiddel bij reactor- uitgang (verdampingskanaal)	284°C	284°C		
Dampproductie	5.800 t/u	8.800 t/u		9.600 t/u
Aantal turbines	2x K-500-65	2x K-750-65		2x K-1200-65
Capaciteit turbine	500 MWe	750 MWe		1200 MWe
Druk	6,5 MPa	6,5 MPa		6,5 MPa
Temperatuur	280°C	280°C		450°C

Tabel C-I Parameters van grafietgemodereerde reactoren

Bijlage D

TURBOGENERATOREN VOOR KERNCENTRALES

De eerste stoomturbine voor de Novovoronezh AES in 1964 was de K-70-29 (70 MW en stoomdruk 29 kg/cm^2) met een toerental van 3000 toeren per minuut. Voor de VVER-440 wordt een turbine van 220 MW met een toerental van 3000 toeren per minuut ingezet en voor de VVER-1000 een 500 MW turbine met een toerental van 1500 toeren per minuut. Voor de RBMK-1000 worden twee turbine typen van 500 MW, één met een toerental van 3000 toeren per minuut en één met 1500 toeren per minuut, gebruikt. Voor de VVER-1000 is nu een turbine in ontwikkeling van 1000 MW met een toerental van 1500 toeren per minuut. Productie in serie van dit type, evenals de 500 MW generatoren, vindt plaats bij de Kirov fabriek in Kharkov en Elektrosila in Leningrad. Voor de RBMK-1500 worden 750 MW turbines met een toerental van 3000 toeren per minuut ontwikkeld in Kharkov. In Leningrad wordt nu gewerkt aan het ontwerp van een 1600 MW-turbine. Naast bovengenoemde ontwikkelingen vindt in de Sovjet-Unie onderzoek plaats aan supergeleidende turbogeneratoren, die bij hetzelfde vermogen twee maal zo licht zijn en twee maal zo weinig verlies geven als de normale turbogeneratoren. Na het bouwen en testen van een 20 MW supergeleidende turbogenerator, wordt nu gewerkt bij Elektrosila aan een 300 MW supergeleidende turbogenerator welke omstreeks 1985 zal zijn gerealiseerd. De rotorwindingen zullen bestaan uit rechthoekige geleiders, welke supergeleidende dunne filamenten van een niobium-titaan legering zullen bevatten. De Sovjets zelf verwachten omstreeks 1990 over een supergeleidende turbogenerator van 1000 MW te beschikken. In het begin van de volgende eeuw zal dan een supergeleidende turbogenerator van bijna 2500 MW kunnen worden geproduceerd.

Bijlage E (zie ook bijlage F)

SNELLE KWEEKREACTOREN

BR-5 (BR-10)

De oudste Sovjet natriumgekoelde kweekreactor is de BR-5 in Obninsk. Deze testreactor draaide in de period 1959-1964 op plutoniumoxide en daarna tot 1971 op uraniumcarbide. In de periode 1971-1973 vond een reconstructie plaats van deze experimentele snelle kweekreactor, waarbij het (thermisch) vermogen werd opgevoerd tot tien MW en de benaming van de reactor werd gewijzigd in BR-10. Gedurende de twaalf jaar dat de BR-5 operationeel is geweest, is veel ervaring opgedaan. Zo is veel studie verricht aan het pakken van de brandstofelementen in staal, het in bedrijf houden van de reactor, ondanks beschadigde brandstofelementen en het zuiveren van het natrium koelmiddel. Na 1973 is de omgedoopte BR-5, BR-10, opnieuw beladen met plutoniumoxide, waarbij opbranden van de zware atomen tot 7% is bereikt.

In tabel E-I worden enige gegevens van de BR-5 (c.q. BR-10) reactor samengevat.

BOR-60

Een andere experimentele snelle kweekreactor, BOR-60, van het Lenin Research Instituut voor Kernreactoren (NIIAR) te Dimitrovgrad, wordt, sedert 1969, vnl. gebruikt om brandstofelementen zoals carbide en mengsels van uraniumoxide en plutoniumoxide uit te testen. De reactor is ontworpen door het Instituut voor Fysica en Energie Techniek (FEI) te Obninsk. Dit Instituut heeft ook de supervisie.

In het verleden heeft de reactor met een thermisch vermogen van 60 MW zich doen gelden als betrouwbaar en stabiel v.w.b. de belangrijkste onderdelen van de natriumkoelcircuits (pompen, afsluiters etc.), welke getest werden onder omstandigheden welke die van grotere snelle kweekreactors zeer dicht benaderen. Sedert een aantal jaren wordt een electromagnetische pomp met een vermogen van ca. 500 m³/uur gebruikt. Daarnaast heeft onderzoek plaatsgevonden naar methoden om het natrium te ontdoen van radioactieve besmetting. In 1976 was reeds ervaring opgebouwd met uraniumoxide en plutoniumdioxide als basis voor brandstofelementen. Het zoeken is naar een type met een voldoende hoge kweekopbrengst en een voldoende opbranden van zware atomen. Van 320 elementen haalden 200 een "burn-up" van 10% en hoger aan zware atomen. In de BOR-60 zijn in enkele gevallen opbrandpercentages van 15% gehaald.

Een pilot plant voor research en ontwikkeling van brandstofelement-opwerking maakt deel uit van het Research Instituut voor Nucleaire Reactors in Dimitrovgrad.

Experimentele opwerking van bestraald uranium uit de BOR-60 met een specifieke radioactiviteit van 10^{15} C/kg, dicht in waarde bij die van industriële snelle kweekreactors (gemiddeld 10% opbrand van de zware atomen en koeltijden van 3 en 6 maanden). In tabel E-I worden enige gegevens m.b.t. de BOR-60 reactor samengevat.

BN-350

De snelle natriumgekoelde kweekreactor BN-350 aan de Kaspische Zee is ontworpen door het Instituut voor Fysica en Energietechniek (FEI) en is sedert 1973 in bedrijf. De BN-350 was destijds de grootste snelle kweekreactor met een thermisch vermogen van 1000 MW. Volledig operationeel zal het opgewekt electrisch vermogen 150 MWe zijn, terwijl de rest voor het bereiden van 120.000 ton drinkwater per dag zal worden benut. Tussen 1973 en 1976 kwam het tot meerdere lekken in vijf van de zes stoomgeneratoren. Een van de ongelukken leidde vermoedelijk tot een enorme natriumbrand door reactie van 800 kg water met natrium. Slechts één van de zes stoomgeneratoren is sedert het opstarten van de reactor ononderbroken in bedrijf. Hierbij zij opgemerkt dat de BN-350 van het "loop"-type is en uitgerust is met zes parallelle "loops" voor het eerste natriumcircuit en zes onafhankelijke "loops" voor het tweede natriumcircuit; hiervan is een van deze zes bij alle twee circuits reserve. De vijf operationele "loops" van het eerste circuit zijn ruimtelijk gescheiden en allen in hun eigen betonbed gevat. Deze betonnen vattingen worden ook weer gesepareerd door dikke beschermende betonnen afscheidingen. Dit is noodzakelijk om neutronenactivering van het natrium in het tweede circuit te voorkomen. Daardoor was het relatief eenvoudig herstelwerkzaamheden uit te voeren aan de falende stoomgenerators en het tweede natriumcircuit. Door het falen van de stoomgenerators werd tot 1975 slechts 30% van het vermogen bereikt. In 1975 werd 520 MW(t) (52%) bereikt, hetgeen nog in 1976 werd opgevoerd tot 650 MW(65%). In 1976 werd 120 MWe gegenereerd en de rest werd gebruikt om ca. 50.000 ton water per dag te destilleren. In 1977 werd 850 MWt bereikt.

Het opbranden van de zware atomen geschiedt nu op het voorbestemde niveau (nl. 5%). De BN-350 zou nu gedurende meerdere jaren ononderbroken in bedrijf zijn. Vervanging van beschadigde brandstofelementen vormt klaarblijkelijk geen reden voor bedrijfs-onderbreking.

De BN-350 wordt met uraniumoxide gestookt. In een latere fase zal waarschijnlijk overgegaan worden op plutoniumoxide. Het is overigens niet duidelijk of de reactorconfiguratie voldoende flexibiliteit t.a.v. de te gebruiken brandstoffen impliceert, opdat metallische brandstof gebruikt kan worden, zoals bij de BN-600 wel het geval is.

In tabel E-I worden enige gegevens van de BN-350 vermeld.

	BR-10	BOR-60	BN-350	BN-600	BN-1600
Bruto electrisch vermogen		12 MWe	150 MWe*	600 MWe	1600 MWe
Thermisch vermogen	10 MWt	60 MWt	1000 MWt	1470 MWt	4200 MWt
Hoogte vat	3,2 m	6,2 m	13,9 m	13 m	18 m
Diameter vat	6,3 m	1,4 m	6 m	12,8 m	18,3 m
Diameter reactorkern	0,3 m	0,40 m	1,5 m	2,05 m	3,35 m
Hoogte reactorkern	0,3 m	0,41 m	1,06 m	0,75 m	1,00 m
Aantal brandstofelementen		100-120	200	370	
Aantal brandstofstaven per el.		37	169	127	
Gemiddelde verblijftijd element			50 dagen	150 dagen	
Brandstof	PuO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂ (+PuO ₂)	PuO ₂ -UO ₂
Verrijkingsgraad		90%(UO ₂)		21%(UO ₂) 33%(UO ₂)	
Hoeveelheid		176 kg U-235	1170 kg U-235		
Gemiddeldopbrandpercentage	Pu 7% U 6%		5%	10%	10%
Neutronenflux		3,7x10 ¹⁵ n/cm ² sec	0,8x10 ¹⁶ n/cm ² sec	1,0x10 ¹⁶ n/cm ² sec	1,0x10 ¹⁶ n/cm ² sec
Kweekverhouding			1,35	1,41	1,4
Aantal primaire koelcircuits	24	2	6(5+1)	3	4
Koelmiddelsnelheid	150 m ³ /u	500-600 m ³ /u	3200 m ³ /u	9300 m ³ /u	17300 m ³ /u
Temp. koelmiddel bij reactor-ingang	250°C	360°C	300°C	350°C	
Temp. koelmiddel bij verlaten reactor	350°C	600°C	500°C	550°C	530-550°C
Koelmiddeldruk	0,245 MPa		0,79 MPa		
Aantal turbogenerators			3	3	2
Capaciteit generator	15 MWe		50 MWe	200 MWe	800 MWe
Druk	0,106 MPa	9,3 MPa	5 MPa	14 MPa	14 MPa
Temperatuur	270°C	480-500°C	435°C	505-510°C	490-510°C

* en 120.000 t drinkwater per dag

Tabel E-I Parameters van snelle natriumgekoelde kweekreactors

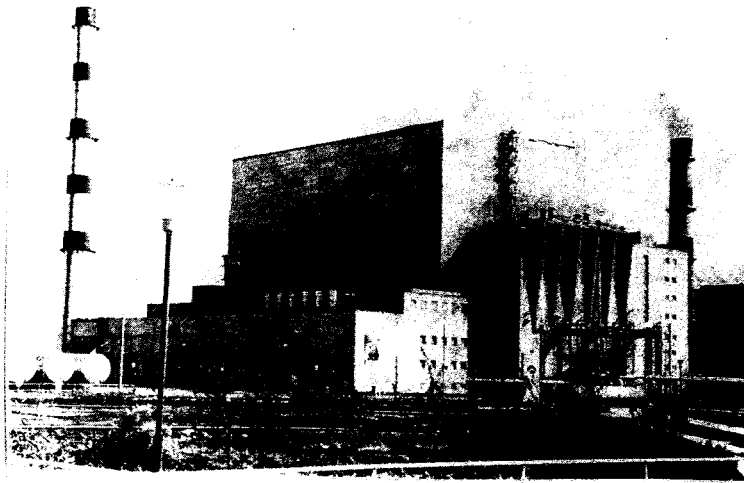


Fig. E-I BN-350



Fig. E-II BN-350 reactor



Fig. E-III Bedieningskamer BN-350

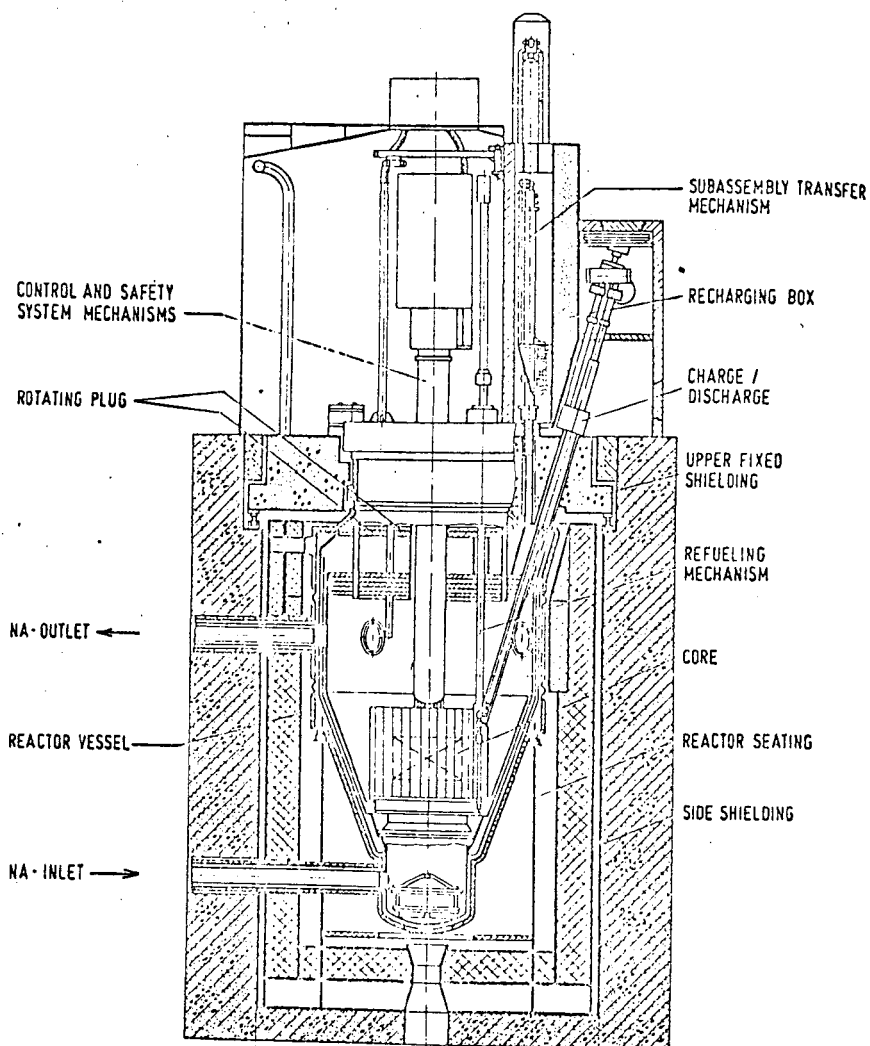


Fig. E-IV BN-350 reactor configuratie

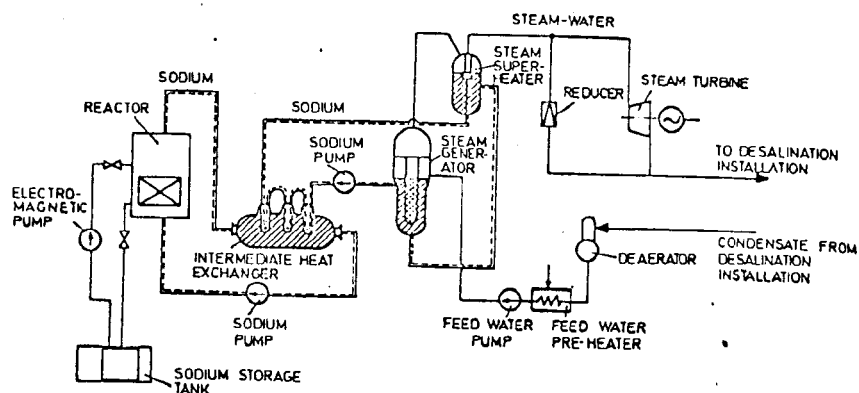


Fig. E-V Schema warmtewisselaar BN-350

BN-600

De in 1980 in Beloyarsk in bedrijfgestelde snelle natriumgekoelde kweekreactor BN-600 is ontworpen door het Instituut voor Fysica en Energietechniek (FEI) in Obninsk en is nu de grootste snelle kweekreactor met een thermisch vermogen van 1470 MWt. Ook na de in bedrijfstelling behoudt genoemd instituut de supervisie. De configuratie van de BN-600 is zodanig flexibel, dat de nu nog met UO_2 gestookte reactor in de toekomst op metallische en carbide brandstoffen kan draaien (om hogere kweekopbrengsten te krijgen).

In veel opzichten lijkt de BN-600 op de BN-350, maar, in tegenstelling tot de BN-350, is de BN-600 zodanig ontworpen dat de reactor zelf en het primaire circuit in één vat zijn aangebracht (pool-type). Daardoor is de mogelijkheid ontstaan ook dit type nader te bestuderen met het oog op de ontwikkeling van een toekomstige generatie snelle kweekreactoren (zie tabel E-I).

TOEKOMSTIGE SNELLE KWECKREACTOREN

De Sovjets hebben zich tot taak gesteld een grotere geavanceerde snelle reactor met verbeterde kweekresultaten te ontwerpen voor serieproductie. In dit verband is het werk dat in de Sovjet-Unie geschiedt aan het ontwerpen van een snelle natriumgekoelde reactor met een elektrisch vermogen van 1600 MWe noemenswaard. Het vermogen van 1600 MWe zou zijn gekozen omdat men dan twee reeds bestaande turbo-generatoren van 800 MWe elk zou kunnen gebruiken. Veel is reeds over deze BN-1600 gepubliceerd, tot en met de technische karakteristieken (zie tabel E-I), maar in 1980 werd ook een reactor van 800 MWe genoemd. Nu is de tendens van de publicaties dat de standaard 800 MWe zal bezitten. Over de technische bijzonderheden van een BN-800 ontbreken op het moment alle gegevens.

Vermoedelijk betreft het een iets verbeterde versie van de BN-600. Het zal naar verwachting tenminste nog 10 jaar duren voor een dergelijke reactor in serie zal worden geproduceerd. Naast de natriumgekoelde snelle kweekreactoren hebben ook gasgekoelde snelle kweekreactoren zich in Sovjet belangstelling mogen verheugen.

Het voornaamste voordeel dat kan worden behaald is een effectievere warmteafvoer en, daaraan gekoppeld, hogere opbrandpercentage. Er zijn op het Instituut voor Kernenergie in Minsk ontwerpstudies gemaakt met N_2O_4 als koelmiddel. Uitgegaan is o.m. van metallische brandstof en kweekfactoren 1,4-2,0 lijken dan haalbaar. Op kleine schaal zijn reeds warmtewisselaars beproefd. Ook is reeds een turbine van 1 MW voor dit doel beproefd. Gewicht en afmetingen van turbines, die op N_2O_4 draaien zouden aanzienlijk kleiner zijn dan die van stoomturbines. Overigens dient opgemerkt dat het koelmiddel in de vloeistoffase verpompt wordt. Te verwachten moeilijkheden betreffen o.m. de corrosieproblematiek. Voor dat overgegaan wordt op een commerciële reactor zal een prototype gebouwd worden.

De planning van het Instituut in Minsk is om binnen 15 jaar een 50 MWt reactor te bouwen. Hieruit blijkt wel dat een gasgekoelde snelle kweekreactor niet voor het einde van de 20e eeuw te verwachten valt.

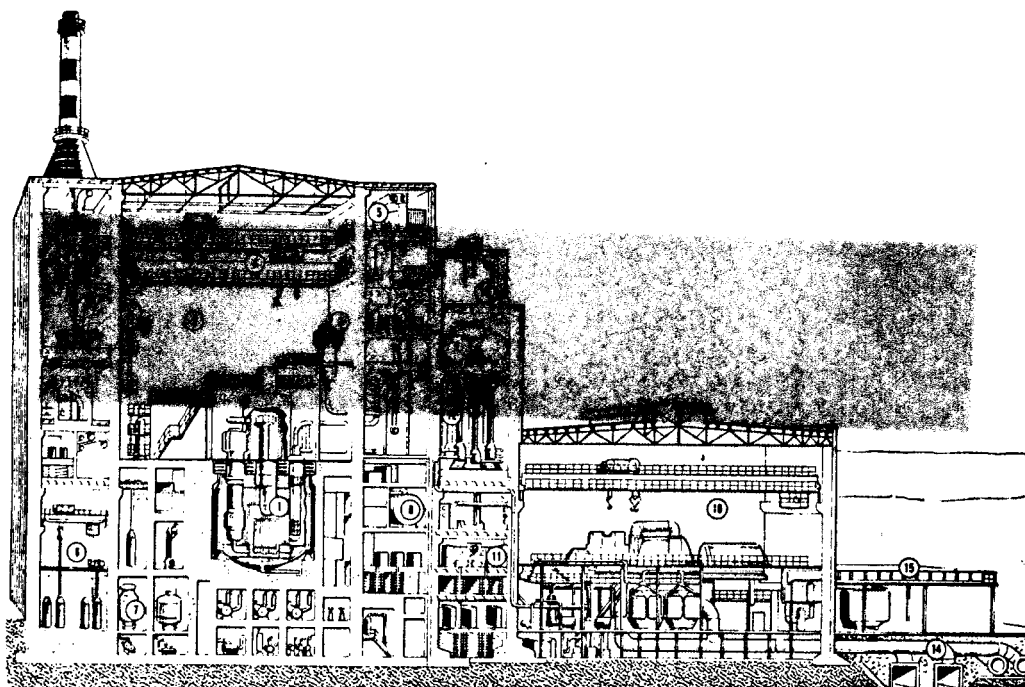


Fig. E-VI Tekening BN-600

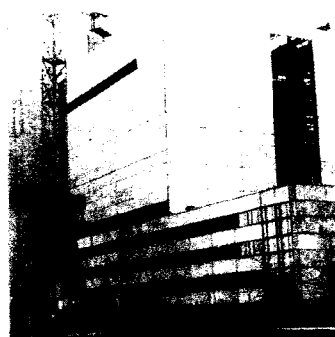
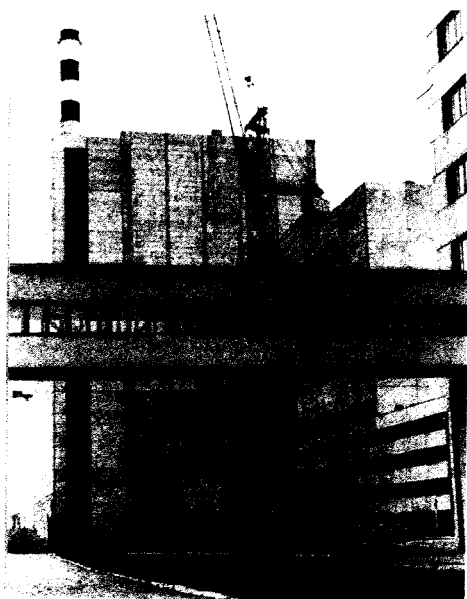


Fig. E-VII en E-VIII
BN-600

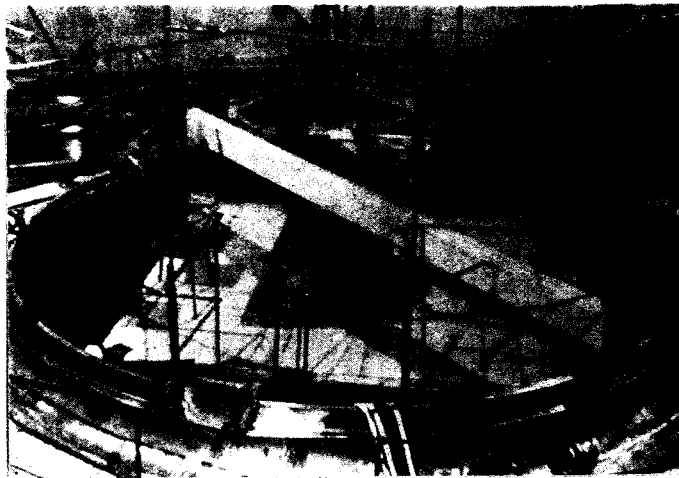


Fig. E-IX
De BN-600 reactor
in aanbouw



Fig. E-X Bovenaanzicht BN-600 reactor

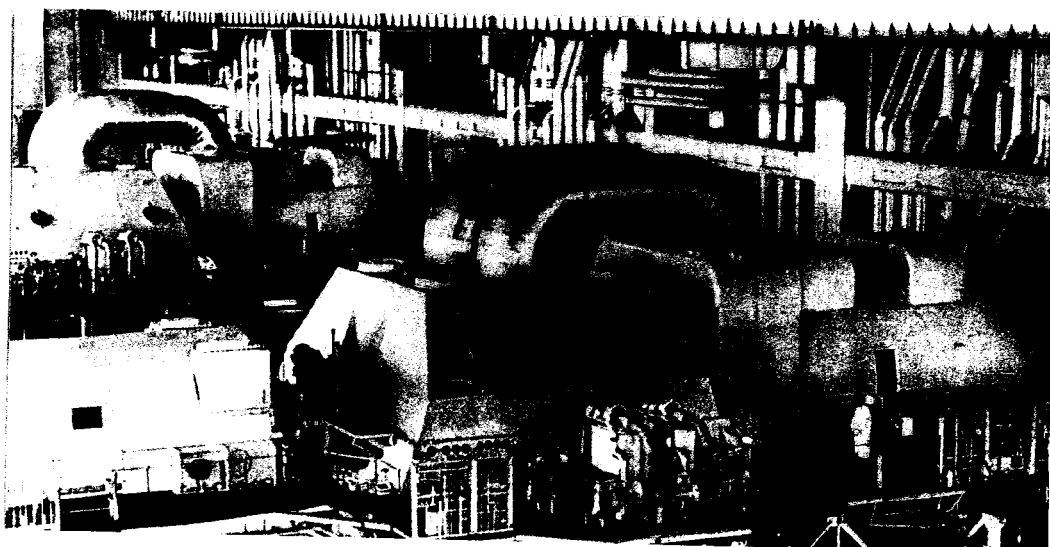


Fig. E-XI Stoomgenerators van de BN-600

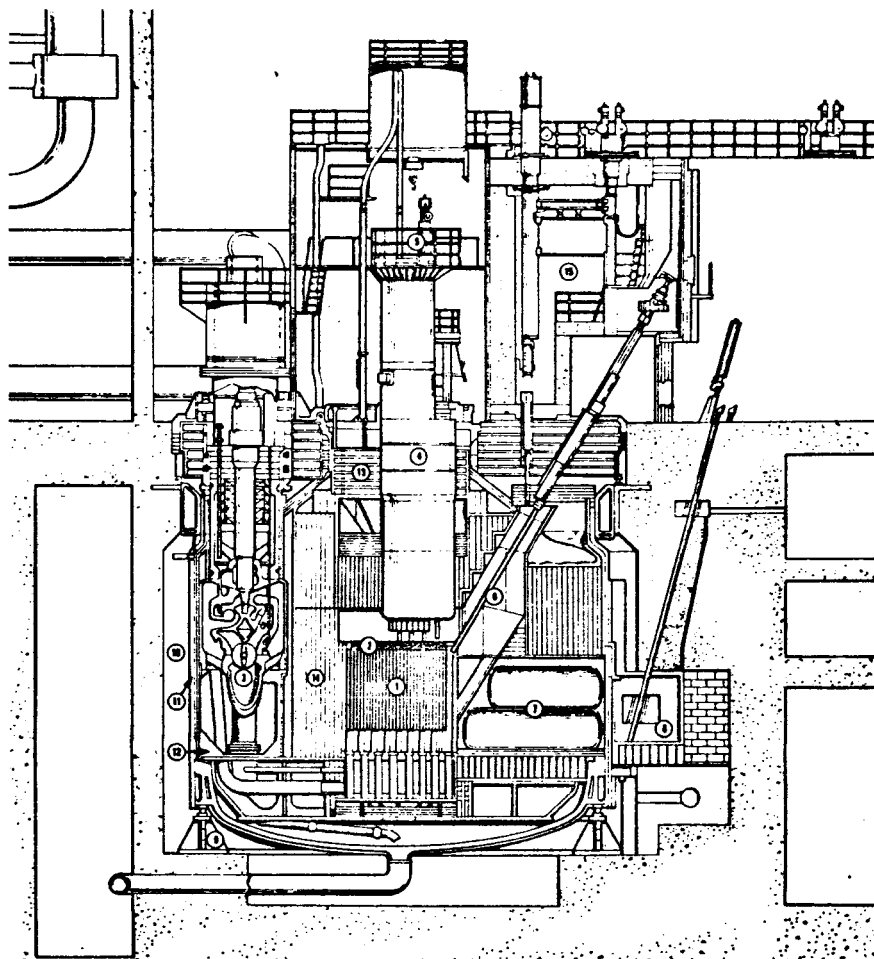


Fig. E-XII BN-600 reactorconfiguratie

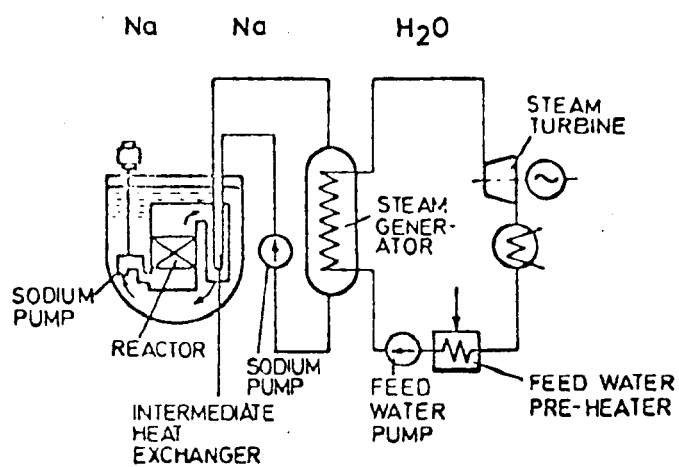


Fig. E-XIII Schema warmtewisselaar BN-600

Bijlage F

HYBRIDE THERMONUCLEAIRE REACTOR

In de open literatuur, ook in de Sovjet literatuur wordt veel aandacht geschonken aan de mogelijkheden om splijtstof te kweken met een thermonucleaire reactor. De idee is om de fusiereactor te omgeven met een mantel die U-238 (in de vorm van UC) of Th-232 bevat, zodat respectievelijk Pu-239 of U-233 kan worden gekweekt. De huidige kerncentrales met thermische reactoren verbruiken uranium en als niet op een of andere wijze de aanvoer van splijtstof wordt gegarandeerd, zullen in enkele tientallen jaren de eindige voorraden uranium verbruikt zijn. Het is daarom ook niet verwonderlijk dat de Sovjets aan het snelle kweekreactorprogramma zoveel aandacht schenken. De huidige snelle kweekreactors worden nog met U-235 gestookt, maar in de toekomst zal worden overgegaan op Pu-239 . Hieruit blijkt al een van de problemen die met snelle kweekreactoren opgeworpen worden, nl. dat eerst voldoende Pu-239 gevormd moet zijn om onafhankelijk van U-235 te worden. Een geavanceerde 1000 MWe LMFBR vereist initieel ruim 2 ton Pu. Ondanks de wat misleidende naam snelle kweekreactor, moet worden vastgesteld dat een snelle kweekreactor niet snel kweekt, zelfs aanzienlijk minder Pu produceert per gelijk vermogen dan thermische kernreactoren en dat derhalve de bijdragen door snelle kweekreactoren te gering zijn om tijdig van een uranium-economie naar een plutonium-economie te kunnen overstappen. De huidige snelle kweekreactors zullen slechts 70-150 kg Pu per 1000 MWe per jaar produceren. Er kleeft trouwens nog een aantal bezwaren aan het huidige gebruik van snelle kweekreactoren. Ze zijn op een aantal technische en economische gronden de mindere van thermische reactoren. De kapitaalinvestering zou voor een FBR 20-30% hoger zijn dan voor een LWR. Een snelle kweekreactor is alleen economisch indien constant grote vermogens kunnen worden geleverd. Theoretisch bestaat de mogelijkheid om de brandstofverdubbelingstijd te verkleinen, maar dan nog moet om een volledige oplossing voor het brandstofprobleem te bereiken ingrijpende modificaties plaatsvinden aan niet alleen de snelle kweekreactoren, maar ook aan de thermische reactoren en aan de opwerkingsfaciliteiten, die met zeer actief materiaal moeten werken. Daarnaast zijn er dan ook nieuwe transportproblemen zodat de kosten van de energieproductie aanzienlijk zullen stijgen. Een groot deel van de problematiek zou ondervangen kunnen worden door de tijdige introductie van een hybride fusiereactor. De Pu-239 productie met een hybride fusiereactor wordt door de Sovjets geraamd op 800-1000 kg per jaar per 1000 MW, zodat zou kunnen worden volstaan met een betrekkelijk gering aantal 14-MeV (D-T) reactoren voor verzekering van een adequate splijtstofleverantie ten behoeve van thermische reactoren. In een plutonium-economie zou volgens een Sovjet inzicht een structuur moeten worden opgebouwd, bestaande uit 50% (uitgedrukt in thermisch uitgangsvermogen) thermische reactoren, 30% snelle kweekreactoren en 20% hybride fusiereactoren.

Dat de Sovjets de ontwikkeling van een hybride fusiereactor serieus nemen en mogelijk al in 1990 over een experimentele hybride fusiereactor kunnen beschikken, blijkt o.m. uit de pragmatische benadering van de problematiek.

Natuurlijk zijn de Sovjets zich bewust van de benodigde zeer grote investeringen, maar hun, en onze, verwachting is dat e.e.a. binnen afzienbare tijd, in het begin van de volgende eeuw, voldoende rendabel zal zijn. Overigens moet er nog een zeer groot aantal, vnl. technische problemen worden opgelost. Tenslotte moeten bij de ontwikkeling van een hybride fusiereactor voor een groot deel dezelfde moeilijkheden worden opgelost als bij de ontwikkeling van een fusiereactor. Er is een belangrijk verschil waardoor introductie van een hybride fusiereactor eerder te realiseren zal zijn dan die van een zuivere fusiereactor. Het criterium dat er meer fusieenergie wordt geproduceerd dan er benodigd is om het op te wekken is een essentieel criterium voor een zuivere fusiereactor, maar is van minder belang bij een hybride fusiereactor.

Bij de ontwikkeling van een hybride fusiereactor wordt uitgegaan van de huidige stand van zaken op het gebied van Tokamakonderzoek. De voornaamste eisen die aan een hybride fusiereactor worden gesteld zijn:

1. Thermische capaciteit reactor dient relatief zo gering mogelijk te zijn.
2. De neutronenenergiedichtheid op de eerste zone van de mantel moet niet minder zijn dan 100 W/cm^2 ; corresponderende met een neutronenflux van $4,4 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$;
3. De vacuumkamer moet de gehele tijd dat de reactor operationeel is, meer dan 20 jaar (?), de stralings-effecten kunnen weerstaan;
4. De nadruk op Pu-productie zodat met lagere temperaturen in de mantel gewerkt kan worden, zodat de materiaaleisen minder streng kunnen zijn en hoge dichtheden in mantelmateriaal acceptabel zijn;
5. De plasmaspecificaties moeten niet te ver liggen van de waarden die met de huidige experimentale Tokamaks bereikt worden. Daardoor is het noodzakelijk te kunnen beschikken over injectie van snelle neutrale deeltjes. Op dit moment lijkt dit een aantrekkelijke methode om een plasma te verhitten. Bovendien zullen door deze neutrale deeltjes gevormde snelle deuteronen met de tritiumkern kunnen reageren, waardoor de werkzame doorsnede van hun nucleaire interactie aanzienlijk groter kunnen zijn dan anders mogelijk zou zijn. De problematiek met betrekking tot injectiesystemen is echter nog verre van opgelost;
6. De waarden voor de magnetische veldinductie en de parameters van de injectie moeten realiseerbaar zijn.

Om de reactor op te kunnen starten moet in ieder geval over voldoende tritium worden beschikt. Dit vormt zeker een probleem, gezien de grote hoeveelheden, maar is éénmalig en oplosbaar. Om de reactie op gang te houden dient de hoeveelheid tritium aangevuld te worden. Een reactor met een thermisch vermogen van ongeveer 6900 MW verbruikt ongeveer 100 gram tritium per dag. De meest gepropageerde oplossing voor dit probleem is dat de hybride fusiereactor zelf tritium produceert. Men denkt dan aan het opnemen van Li-6 in de mantel van de fusiereactor. Bovenstaande illustreert in feite dat naast het zuivere fusie-onderzoek ten behoeve van een hybride reactor nog veel onderzoek wordt en moet worden verricht aan de reactormantelproblematiek. Er kan zonder meer gesteld worden dat realisatie van de eisen die aan de reactormantel worden gesteld het functioneren van een hybride fusiereactor ingrijpend zullen beïnvloeden. De meeste energie zal in het uraniumbevattende deel van de reactormantel worden geproduceerd (tot 95-96%), zodat het lithiumbevattende deel van de reactormantel voornamelijk als tritiumgenerator zal fungeren.

Alhoewel het in principe niet onmogelijk is dat de lithiumverbindingen in vloeibare toestand tevens als primair koelmedium kunnen dienen, lijkt de keuze te vallen op vaste lithiumverbindingen, waarbij de warmteafvoer en de afvoer van het gevormde tritium door een ander medium, vaak wordt hier He genoemd, zal plaatsvinden. Het is zaak de extractie van tritium al bij lage concentraties aan te vangen, niet alleen omdat dit tritium direct nodig zal zijn bij het in werking komen van de reactor, maar ook om optimale stralingsveiligheid van de reactor, i.c. de reactormantel, te bevorderen. Daar is dan wel een relatief hoge temperatuur voor noodzakelijk, waardoor corrosieverschijnselen sterker zullen optreden en de diffusie en het oplossen van het gevormde tritium in het omringende materiaal groter zullen worden. Bovenstaande moge duidelijk maken dat alhoewel de hybride fusiereactor in zicht komt, te veel onzekere factoren het nu nog onmogelijk maken een enigszins betrouwbare voorspelling te maken over de commercieel-industriële introductie van hybride fusiereactoren. Wel is het zo dat het feit dat deze hybride fusiereactor binnen een redelijk termijn tot stand zal komen, het streven naar een zuivere fusiereactor een nieuwe impuls zal geven.

Bijlage G

THORIUM-URANIUMCYCLUS (zie fig. G-I)

Het U-233 is van belang omdat de eigenschappen in het gebied van de thermische neutronen veel beter zijn dan die van U-235 en het ideaal van een thermische kweekreactor dicht benaderd kan worden. Bovendien wordt thorium als tweede grondstof voor de kernenergie ontsloten. Uranium, voldoende verrijkt aan U-235, of plutonium wordt samen of apart met thorium in splijtstofelementen verwerkt. In de thermische reactor wordt U-233 een goed splijtbaar uranium-isotoop, dat niet in de natuur voorkomt, gevormd uit thorium. Om plutoniumproductie zo klein mogelijk te houden (en derhalve de opwerking zo eenvoudig mogelijk te maken) gaan de gedachten uit naar sterk verrijkt uranium (U-235 90%). In de opwerkingsinstallatie vindt de chemische scheiding van thorium en uranium plaats. Thorium kan weer benut worden in de fabricage van splijtstofelementen voor thermische reactoren. Het U-233 wordt gevormd via Pa-233 met een halveringstijd van 27 dagen. Indien de opwerking snel genoeg geschiedt, kan het Pa-233 afzonderlijk worden afgescheiden en dus vrijwel zuiver U-233 verkregen worden. De korte afkoeltijd voor de elementen zal echter tot grote moeilijkheden leiden. Naast U-233 wordt ook U-232 met een halveringstijd van ongeveer 72 jaar geproduceerd. Door verval van U-232 ontstaat een reeks dochterproducten, waarvan een aantal zeer sterke gammastraling uitzendt. Daardoor wordt de verwerking van U-233 sterk belemmerd. Er zijn verschillende uitvoeringsvormen van de thorium-uraniumcyclus voor te stellen. Het is bijvoorbeeld mogelijk elementen met U-233/U-235 en elementen met extra U-235 te gebruiken. Een andere mogelijkheid is het gebruiken van zuivere thoriumelementen, naast het U-235 in andere elementen. Dit U-233 kan derhalve afzonderlijk worden gewonnen en gebruikt. Wanneer men beschikt over een voorraad U-233, kan men dit in de plaats van U-235 gebruiken. Zo'n voorraad kan met een snelle reactor of op bovengenoemde langzamere wijze met thermische reactoren opgebouwd worden. Het uit oogpunt van non-proliferatie verplichte gebruik van U-238 zou het U-233 sterk kunnen verdunnen. Door de aanwezigheid van U-238 ontstaat ook plutonium, zij het in geringere hoeveelheden. Het mengsel dient ongeveer 12% U-233 te bevatten. (Voor een combinatie U-238/U-235 zou dat ongeveer 20% U-235 moeten zijn). Indien men uit non-proliferatie oogpunt niet wenst dat de splijtstof meer dan een keer gebruikt wordt, verdwijnen eventuele voordelen van de thorium-uraniumcyclus, en de uranium-plutoniumcyclus uit non-proliferatie oogpunt gelijkwaardig.

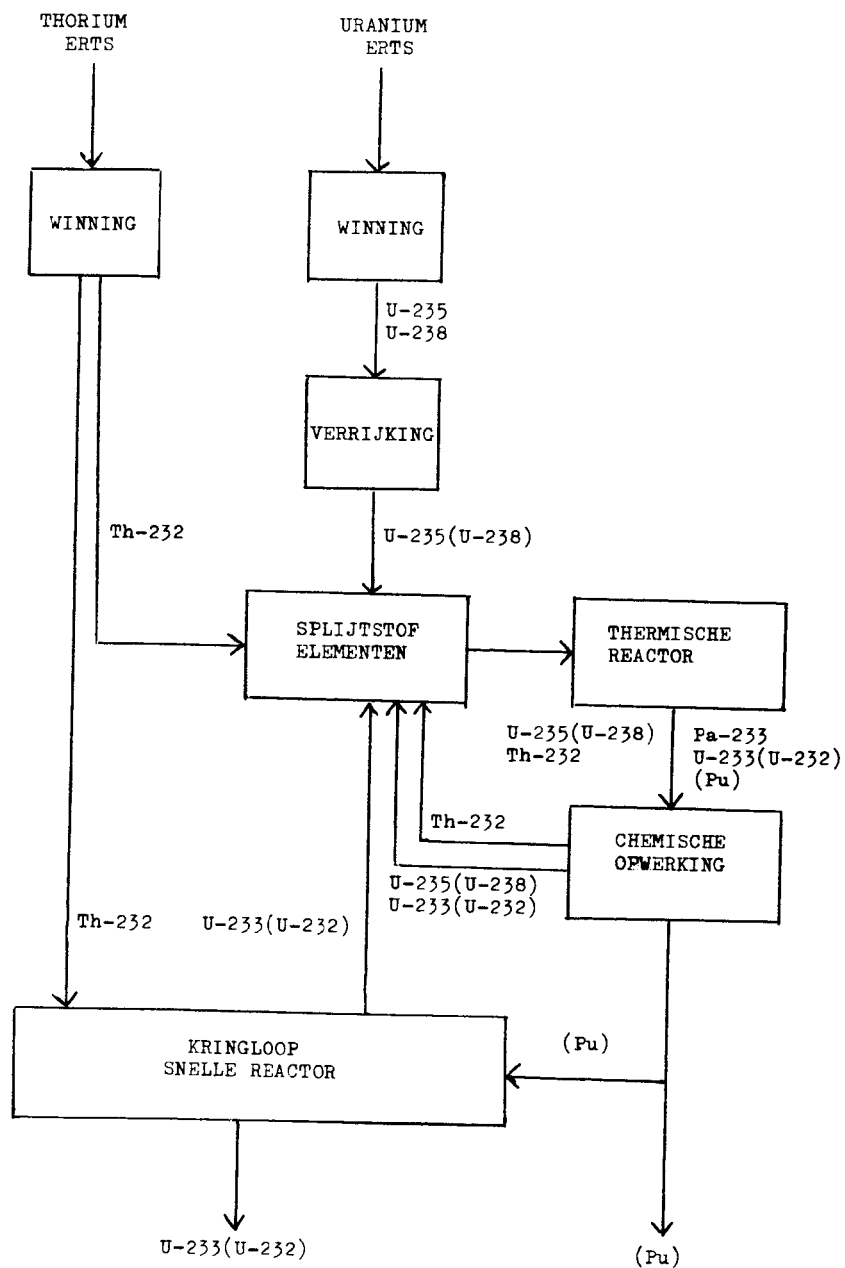


Fig. G-I Thorium-Uraniumcyclus

Bijlage H

EXPERIMENTELE KERNREACTOREN BIJ HET WETENSCHAPPELIJK
ONDERZOEKINSTITUUT VOOR KERNREACTOREN IN DIMITROVGRAD

In het V.I. Lenin Wetenschappelijk Onderzoekinstituut voor Kernreactoren (NIIAR) in Dimitrovgrad (Melekess) is naast de in tabel H-I genoemde experimentele kernreactoren ook de experimentele snelle natriumgekoelde kweekreactor BOR 60 (zie bijlage E) aanwezig. Het NIIAR is in 1956 opgericht voor het uitvoeren van wetenschappelijk en constructietechnisch onderzoek en is een der belangrijkste kerncentra in de Sovjet-Unie.

De hoge flux onderzoekreactor SM-2 is ontworpen voor het uittesten van de stralingseffecten van materialen voor kernreactoren en voor de productie van transuranen. Ook vindt onderzoek plaats naar het operationele gedrag van brandstofelementen voor snelle en thermische reactoren. De licht water gemodereerde en gekoelde reactor RBT-6 wordt in combinatie met de SM-2 gebruikt. In de reactor worden de gebruikte brandstofelementen van de SM-2 verder gebruikt tot een opbrandpercentage U-235 van 30-35%. Met deze reactor wordt vnl. gekeken naar het effect van langdurige bestraling met thermische neutronen op materialen.

De materiaalonderzoekreactor MIR is ontworpen voor het uittesten van brandstofstaafjes en structurele materialen voor reactoren onder condities die de praktijk zeer dicht zullen benaderen. De reactor wordt gemodereerd met Beryllium en licht water en gekoeld met licht water.

Een experimentele krachtcentrale met een drukvattype kokend water reactor VK-50 is ontworpen om het operationele gedrag van één-circuit kerncentrales, waarbij de stoom (275^o-284^o C) direct uit de reactor naar de turbine wordt gevoerd, te bestuderen. Volgens de Sovjets zijn de laatste jaren veel gegevens verkregen over een effectief gebruik van kokend water reactoren in warmteproducerende kerncentrales (AST's).

De uit units opgebouwde kernreactor installatie ARBUS is ontworpen voor het ontwerpen en uittesten van kernreactoren met organisch koelmiddel. De voornaamste voordelen van een organisch koelmiddel zijn dat door de keuze van organisch koelmiddel met voldoende hoge kooktemperatuur (ditolylmethaan) voor het primaire koelcircuit volstaan kan worden met een relatief lage druk en dat bij een dergelijk koelmiddel slechts geringe activering plaats zal vinden, zodat de afschermingseisen relatief laag kunnen zijn.

Tenslotte zal het mogelijk zijn te volstaan met relatief eenvoudige (en goedkope) materialen door de gunstige corrosie-eigenschappen van een organisch koelmiddel.

	SM-2	RBT-6	MIR	VK-50	ARBUS
In bedrijf	okt. 1961	sept. 1975	dec. 1966	okt. 1965	nov. 1979
Bruto electrisch vermogen	-	-	-	50 MWe	-
Thermisch vermogen	100 MWt	6 MWt	100 MWt	220 MWt	12 MWt
Hoogte vat	8,00 m	2,43 m		3,55 m	1,44 m
Diameter vat	1,50 m	1,54 m		11,00 m	4,15 m
Diameter reactorkern	0,42x0,42 m		1,222 m	1,800 m	0,808 m
Hoogte reactorkern	0,35 m		1,000 m	2,000 m	1,100 m
Aantal brandstofelementen	28	56	48	88	69
Aantal brandstofstaven per el.	-	-	4-6	120/162	3-5
Brandstof	UO ₂	UO ₂	U-Al legering	UO ₂	U-AL legering
Verrijkingsgraad	90% U-235	-	90% U-235	2-3% U-235	-
Hoeveelheid	28x0,9 kg U-235				
Neutronenflux	5×10^{15} n/cm ² s	$1,4 \times 10^{14}$ n/cm ² s	5×10^{14} n/cm ² s	$1,9 \times 10^{13}$ n/cm ² s	$1,0 \times 10^{13}$ n/cm ² s
Koelmiddelsnelheid	-	550 m ³ /u	2500 m ³ /u	3800-4000 m ³ /u	1100 m ³ /u
Temp. koelmiddel bij reactor- ingang	50°C	-	40°C	-	180°C
Temp. koelmiddel bij verlaten reactor	95°C	-	83°C	-	210°C
Koelmiddeldruk	5 MPa	-	1,24 MPa	-	0,6 MPa

Tabel H-I Parameters van enkele experimentele reactoren

Bijlage I

WAPENTECHNISCHE ASPECTEN

INLEIDING

Voor gebruik in een kernwapen komen in aanmerking U-235, Pu-239 of U-233 of een combinatie van deze splijtstoffen. In tabel I-I is een illustratie gegeven van de benodigde hoeveelheden voor een kernwapen.

Ook voor een thermonucleair wapen dient men van deze splijtstoffen uit te gaan, omdat een fusiebom geïnitieerd wordt door een splijtingsexplosie.

In deze bijlage wordt niet verder ingegaan op de productie van U-233 dat uit Th-232 gekweekt dient te worden (zie bijlage G).

URANIUM

Wapenuranium is voor bijna honderd procent U-235 en wordt verkregen door verrijken van natuurlijk uranium in verrijkingsinstallaties. Desalniettemin is hoogverrijkt uranium (ca. 93%) zoals dat gebruikt wordt in onderzoeksreactoren ook geschikt om een kernwapen te construeren.

De commerciële reactoren draaien op, in enkele gevallen, natuurlijk uranium of licht verrijkt uranium (VVER-type ca. 2,6-4% en RBMK-type ca. 1,8-2,0%), hetgeen niet geschikt is voor een kernwapen. De commerciële Sovjet snelle kweekreactoren draaien op uranium met een hogere verrijkingsgraad (ca. 20-35%), hetgeen op zichzelf nauwelijks aantrekkelijk is als wapensplijtstof. Geconcludeerd kan worden dat er aparte programma's (geweest?) zijn voor de verrijking van uranium voor commerciële kernreactoren en voor aanmaak kernwapens. Uiteraard zal de proliferatie van commerciële kernreactoren in de Sovjet-Unie gepaard gaan met een toename in de capaciteit van de verrijkingsinstallaties.

PLUTONIUM

De snelste manier om plutonium te produceren is met thermische kernreactoren, zoals lichtwaterreactoren met ca. 300 kg plutonium per jaar per 1000 MWe, en niet met snelle kweekreactoren, welke naar schatting slechts ca. 100 kg plutonium per jaar per 1000 MWe opleveren. Een andere nadelige factor voor snelle kweekreactoren is dat er initieel ruim 2000 kg plutonium per 1000 MWe moet worden geïnvesteerd. Echter heeft men voor productie van deze 300 kg plutonium in een lichtwaterreactor met een vermogen van 1000 MWe netto ca. 100 ton natuurlijk uranium nodig en voor productie van ca. 100 kg plutonium in een snelle kweekreactor van dezelfde capaciteit slechts ca. 1,1 ton verarmd uranium (nagenoeg geheel bestaande uit U-238) nodig.

Voor militaire doeleinden zijn derhalve juist thermische kernreactoren uitstekend geschikt voor de productie van plutonium. Bij een opbranden van 20.000-30.000 MWdag per ton, zoals in commerciële thermische kernreactoren gebeurt, ontstaan echter ook vele andere plutoniumisotopen (Pu-238, Pu-240, Pu-241 en Pu-242), waardoor de toepasbaarheid van wapenproductie vermindert. Om wapenplutonium (metallisch zuiver Pu-239) aan te maken laat men de brandstofelementen slechts een korte tijd (dagen, enige weken) in de reactor. Vermoedelijk gebeurt dat ook in de militaire kerncentrale in Troitsk met een vermogen van 6x100 MWe. Naar schatting kan een dergelijke centrale ca. 200 kg wapenplutonium leveren.

(NB. Deze centrale is sedert 1958-1962 in bedrijf). Deze centrale vormt vermoedelijk de belangrijkste bron voor wapenplutonium. De in de periode 1974-1975 in bedrijfgestelde kerncentrale in Bilibino produceert mogelijk ook (wapen)plutonium, maar, indien dit zo is, dan worden naar schatting slechts enkele tientallen kg(wapen)plutonium per jaar geproduceerd. Voor zover bekend vindt slechts op bescheiden schaal opwerking plaats van gebruikte brandstofelementen van commerciële kernreactoren. Er is weinig bekend t.a.v. de bouw van een opwerkingsinstallatie in de Sovjet-Unie. Er zijn in een aantal NSWP landen, zoals Tjecho-Slowakije, Polen en de DDR, plannen voor de bouw van opwerkingsinstallaties. Voor zover bekend worden, in het algemeen, gebruikte brandstofelementen opgeslagen. In de Sovjet-Unie zou men ook hoog actief (15 C/liter) afval in de grond opbergen. Wel zou men in de Sovjet-Unie beschikken over opwerkingseenheden ten behoeve van de brandstofelementen van kweekreactoren.

By Litomerice in Tjecho-Slowakije zouden oude V1-ondergrondse ruimten geschikt worden gemaakt om vanaf 1987 te dienen als opslagplaats voor kernafval.

In tabel I-I is een overzicht gepresenteerd van benodigde hoeveelheden plutonium voor kernwapens. Andere bronnen geven hogere waarden dan die genoemd in de tabel. Duidelijk is het verschil tussen kernwapenplutonium en reactorplutonium. Bovendien levert reactorplutoniumgebruik in een kernwapen problemen op. Voor reactorplutonium is de benodigde snelheid een veelvoud van die voor wapenplutonium, hetgeen technologisch een extra probleem vormt.

Aard van splijtstof	Minimum benodigde hoeveelheid (kg)	
	metaal	oxide
Wapenplutonium (zuiver Pu-239)	2,2-4	6
Reactorplutonium	8	10
93% verrijkt U-235	17	20
10% verrijkt U-235	1000	1500
3% verrijkt U-235	niet mogelijk	niet mogelijk
U-233	6	16

Tabel I-I Minimum hoeveelheid splijtstof voor aanmaak van een
nucleair wapen bij een zeer geavanceerde wapentech-
nologie