

Gesellschaft für Kernforschung mbH Karlsruhe Versuchsanlagen

Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR)

Heißdampfreaktor (HDR)

Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK)

Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN)

Wiederaufarbeitungsanlage (WAK)

1972

Herausgeber
Gesellschaft für Kernforschung mbH
– Versuchsanlagen –
7501 Leopoldshafen
Postfach

Gesamtherstellung:
G. Braun GmbH, Karlsruhe

Bau und Betrieb von kerntechnischen Versuchsanlagen mit Prototypcharakter sind ein notwendiger Schritt auf dem Wege zur wirtschaftlichen Anwendung der Kernenergie und für den Aufbau einer kerntechnischen Industrie. Sie ermöglichen den unverzichtbaren Erfahrungsgewinn für die herstellende und betreibende Industrie. Unterstützt durch umfangreiche Förderungsmaßnahmen des Staates und aufbauend auf den Ergebnissen aus Wissenschaft und Forschung wird der Industrie eine wesentliche Basis für den Bau und Betrieb von kommerziellen kerntechnischen Anlagen und deren Weiterentwicklung gegeben.

Die Durchführung von Großvorhaben dieser Art bedarf einer engen Zusammenarbeit von Staat, Trägergesellschaft, Wissenschaft und Forschung, herstellender und betreibender Industrie. Sie erfordert besondere Organisations- und Abwicklungsformen in Anlehnung an industrielle Maßstäbe, um einerseits den notwendigen Kenntnis- und Erfahrungsfluß in gezielter Anwendungsorientiertheit für Hersteller und Betreiber sicherzustellen und andererseits die notwendige Mittel- und Erfolgskontrolle über den Einsatz so großer Staatsmittel zu gewährleisten.

Überblick

In Ausführung der Atomprogramme der Bundesrepublik Deutschland mit Schwerpunkt im 3. Programm (1968–1973) errichtet und betreut die Gesellschaft für Kernforschung mbH – Versuchsanlagen – im Auftrag des Bundes fünf große kerntechnische Versuchsanlagen. Es handelt sich um vier Kernkraftwerke mit Prototypcharakter und eine nach einem im Ausland bereits erprobten Verfahren arbeitende Wiederaufarbeitungsanlage:

Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR)

Heißdampfreaktor (HDR)

Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK)

Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN)

Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK).

Der MZFR, die KNK und die WAK liegen im Kernforschungszentrum Karlsruhe, während der HDR in Großweilzheim am Main und das KKN in Niederaichbach an der Isar errichtet wurden. Der MZFR ist seit Ende 1966 in Betrieb und hat bis Mitte 1972 1,4 Milliarden kWh elektrische Energie erzeugt; die übrigen Versuchsanlagen befinden sich in der bei Erstanlagen besonders wichtigen Inbetriebnahmephase.

Sinn und Zweck der Errichtung und des anschließenden Betriebes der Versuchsanlagen ist die Sammlung von Erfahrungen für Hersteller und Betreiber durch Erprobung des jeweiligen Typs und die Untersuchung seiner Wirtschaftlichkeit im Hinblick auf Bau und Betrieb entsprechender Großanlagen sowie durch die kerntechnische Weiterentwicklung von Brennelementkonzepten und Einzelkomponenten bei den Kernkraftwerken und des Wiederaufbereitungsverfahrens bei der WAK. Ferner sollen Erfahrungen in der Abwicklung des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens gesammelt werden. Gleichzeitig stehen die Versuchsanlagen weitgehend interessierten Stellen zu Versuchszwecken zur Verfügung. Neben den Betriebsprogrammen ist in den Anlagen die Durchführung umfangreicher Bestrahlungs-, Versuchs- und Entwicklungspro-

gramme vorgesehen. Der MZFR bietet eine Reihe von Bestrahlungsmöglichkeiten auf Normal- und Sonderpositionen. Der HDR soll nach Umbau zu einem Leichtwasser-Testreaktor (LWTR) der Brennelementerprobung und Komponentenentwicklung für Leichtwasserreaktoren dienen. Im Auftrage des Bundesministeriums für Bildung und Wissenschaft (BMBW) wird ein LWR-Komponenten-Entwicklungsprogramm der Industrie neben einem vom Bund geförderten Brennelemententwicklungsprogramm abgewickelt. Die KNK soll mit einem schnellen Kern (KNK II) versehen werden. Im Zusammenhang mit der WAK wird ein umfangreiches Entwicklungsprogramm Brennstoffaufarbeitung und Abfallbehandlung (EBA) durchgeführt. Im Verbund der vier Reaktoren mit unterschiedlichen Brennelementen und der WAK werden Probleme des inneren und äußeren Brennstoffkreislaufes untersucht.

Die Durchführung der Aufgaben erfolgt in enger Zusammenarbeit von Staat, Trägergesellschaft, herstellender und betreibender Industrie:

- Der Bund (BMBW) fördert die Maßnahmen aufgrund der Atomprogramme durch Zuschüsse über die GfK,
- die GfK führt als Trägergesellschaft des Bundes die Vorhaben durch (Bauherr und Eigentümer) und betreut sie nach der Fertigstellung,
- die Industrie entwickelt, projiziert und errichtet die Anlagen; sie wird von der GfK als Generalunternehmer bzw. -ingenieur mit der Errichtung und Inbetriebnahme beauftragt,
- Tochtergesellschaften der betroffenen Industrie (Energieversorgungsunternehmen, chemische Industrie) betreiben die Anlagen im Rahmen von Betriebsführungsverträgen mit der GfK,
- Energieversorgungsunternehmen nehmen den in den Reaktoren erzeugten Strom bzw. Dampf aufgrund von Strom- bzw. Dampflieferungsverträgen mit der GfK ab, mit Kernkraftwerksbetreibern bestehen Wiederaufbereitungsverträge für die WAK.

Das Zusammenwirken der Beteiligten ist in den Übersichtsschemata auf den folgenden Seiten dargestellt. Diese Zusammenarbeitsform gewährleistet einerseits einen optimalen Erfahrungs- und Kenntnisfluß zwischen Staat, Wissenschaft und Industrie und ermöglicht andererseits dem Staat die erforderliche Mittel- und Erfolgskontrolle durch eine Trägergesellschaft; letztere trägt mit einem kleinen Personalstab durch Programmüberprüfungen, vertragliche Festlegungen und technisch-wirtschaftliche Überwachung der Durchführung dafür Sorge, daß sich Kenntnis- und Erfahrungsgewinne bei der herstellenden und betreibenden Industrie ansammeln und die Programm- und Versuchsziele im Sinne einer zukünftigen anwendungsorientierten Nutzung erreicht werden.

Die technischen Konzepte der Versuchsanlagen wurden von den Fachgremien der Deutschen Atomkommission befürwortet und unterliegen bei grundlegenden Veränderungen der Überprüfung durch Fachexperten im Rahmen des Beratungswesens des BMBW. Die Industrie errichtet die Anlagen betriebsbereit aufgrund von Generalunternehmer- bzw. Generalingenieurverträgen mit der GfK; Generalunternehmer für den MZFR und das KKN ist die Siemens AG, für den HDR/LWTR die AEG-Telefunken, für die KNK die Firma Interatom, Generalingenieur für die WAK ist die Ingenieurgesellschaft Uhde-Leybold-Lurgi. Auch die im Zusammenhang mit den Versuchsanlagen abzuwickelnden Zusatzvorhaben (z. B. KNK II, EBA, Versuchs- und Bestrahlungsprogramme, LWR-Entwicklungsprogramm, Brennstoffkreislauf) werden mit Hilfe von Industrieaufträgen durchgeführt.

Die Durchführung der Vorhaben durch die GfK erfolgt mit Unterstützung der für diese Anlagen gegründeten Betriebsführungsgesellschaften mit insgesamt rd. 700 Bediensteten. Diesen Betriebsführungsgesellschaften obliegt aufgrund der mit der GfK geschlossenen Betriebsführungsverträge während der Errichtungszeit die örtliche Bauauf-

sicht und nach Fertigstellung der Anlagen die Betriebsführung im Rahmen der von der GfK zu genehmigenden Betriebs- und Versuchsprogramme, Finanz- und Wirtschaftspläne; die durch Erlöse nicht gedeckten Aufwendungen werden den Betriebsgesellschaften durch die GfK erstattet. Für MZFR und KNK ist die von der Badenwerk AG gegründete Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft mbH (KGB) Betriebsführungsgesellschaft, für die WAK die Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH (GWK), deren Gesellschafter die Farbwerke Hoechst AG, Gelsenberg AG (GBAG), die Nukem GmbH und die Farbenfabriken Bayer AG sind. Für den HDR ist die von der Rheinisch Westfälisches Elektrizitätswerk AG (RWE) gegründete Heißdampfreaktor-Betriebsgesellschaft mbH (HGB) Betriebsführungsgesellschaft und für das KKN die von der Bayernwerk AG gegründete Kernkraftwerk Niederaichbach GmbH (KKN-GmbH).

Die Finanzierung der Vorhaben erfolgt nahezu zu 100 % durch den Bund (Bundesministerium für Bildung und Wissenschaft) im Rahmen staatlicher Förderungsprogramme für die kerntechnische Entwicklung in der BRD. Im Zeitraum des 1. bis 3. Atomprogrammes sind für die Versuchsanlagen rd. 700 Mio DM Investitionen und rd. 130 Mio DM Betriebsmittel aufgewandt worden, für die Laufzeit des 4. Atomprogrammes (1973 bis 1977) sind rd. 400–500 Mio DM Investitions- und Betriebsmittel vorgesehen. Die Gesamtaufwendungen für die Versuchsanlagen betragen mit Ablauf des 4. Atomprogrammes somit rd. 1,2 Milliarden DM. Die Finanzierung erfolgt durch Investitions- und Betriebsmittelzuschüsse des Bundes über die GfK als Eigentümerin der Anlagen; rd. 50 Mio DM werden von dritter Stelle (Industrie, Länder Baden-Württemberg und Bayern), rd. 70 Mio DM werden durch Kreditaufnahmen bei in- und ausländischen Banken finanziert.

Die Versuchsanlagen wurden zu einer Zeit konzipiert und ihre Errichtung beschlossen, als die

BRD auf möglichst breiter Basis um den Anschluß an die kerntechnische Entwicklung anderer Länder bemüht sein mußte. Im Verlauf der letzten 10 Jahre ergaben die in verschiedenen Ländern erarbeiteten Erfahrungen eine Konzentration der zukünftigen Bemühungen auf nur noch wenige Typen (Leichtwasserreaktor, Hochtemperaturreaktor, Schneller Natriumgekühlter Reaktor). In dieser geänderten Umwelt unterliegen die Versuchsanlagen einer laufenden Überprüfung in Bezug auf ihren Sinn und Zweck und einer Anpassung an die geänderten technischen Notwendigkeiten. Die zusammen mit der beteiligten Industrie und den Betreibergesellschaften sowie mit Hilfe von unabhängigen Ingenieurfirmen und Sachverständigen aus Wissenschaft und Forschung bisher durchgeführten Untersuchungen haben ergeben, daß der Betrieb der Versuchsanlagen in Bezug auf weiteren Erfahrungsgewinn der kerntechnischen Entwicklung und Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der Anwendung der Kernenergie auch für den Zeitraum des 4. Atomprogrammes (1973–1977) von Bedeutung sein wird. Dieses gilt insbesondere für KNK/KNK II, WAK/EBA, HDR/LWTR, während MZFR und KKN mit dem Ziel der optimalen Ausnutzung der Stromerzeugung und der größtmöglichen Wirtschaftlichkeit betrieben werden sollen.

Leopoldshafen/Karlsruhe, den 1. September 1972

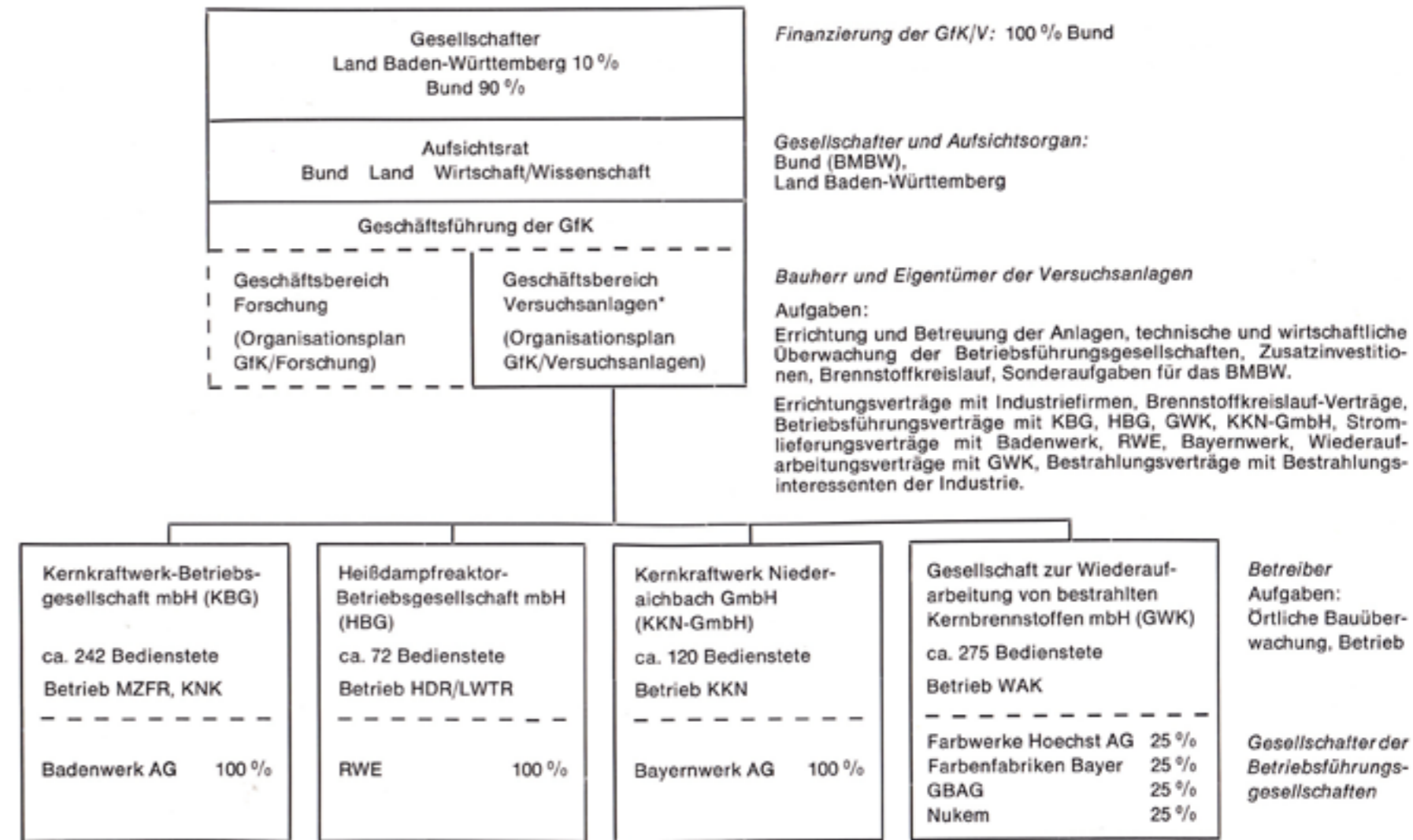
Gesellschaft für Kernforschung mbH
Geschäftsbereich Versuchsanlagen

Aug. W. Eitz 

Dr.-Ing. Aug. W. Eitz

Dr. jur. H. Tebbert

Übersichtsschema GfK/Versuchsanlagen



* Die Abwicklung der Aufgaben der GfK nach § 2 (1) b) des Gesellschaftsvertrages (Errichtung und Betreuung der Versuchsanlagen) erfolgt für den Geschäftsbereich Versuchsanlagen gemäß Sonderregelung nach § 19a des Gesellschaftsvertrages in enger Zusammenarbeit mit dem BMBW sowie als Trägergesellschaft unter Einschaltung von Betriebsführungsgesellschaften der Industrie.

Übersichtsschema Versuchsanlagen

Projekt	Standort	Hersteller Ingenieur	Betriebsführung		Kostenübersicht (angefallene u. geplante Kosten in ca.-Werten)	Finanzierung	Mio DM	Baubeginn	Übernahme	
			Gesell- schaft	Gesellschafter					Plan	tats.
MZFR	Kernforschungs- zentrum Karlsruhe	Siemens	KBG	Badenwerk AG	155	Bund Land Badenwerk EVS	125,0 20,0 5,0 5,0	Dez. 1961	29. 10. 1965	19. 12. 1966
(Versuchs- kreisläufe)		GHH			12	Bund	12,0			
KNK	Kernforschungs- zentrum Karlsruhe	Interatom	KBG	Badenwerk AG	129	Bund Badenwerk	125,0 4,0	Mai 1966	1. 1. 1971	vorauss. Sept. 1972
KNK II	Kernforschungs- zentrum Karlsruhe				90	Bund Belgonucleaire	88,0 2,0	vorauss. 1. 7. 1973	vorauss. 1. 7. 1974	
HDR/ LWTR	Großwetzheim/Main	AEG	HBG	RWE	111	Bund Industrieanteil	101,0 10,0	Juni 1965 (HDR) August 1973 (LWTR)	1. 1. 1970 (HDR) März 1974 (LWTR)	Herbst 1972
LWR-Ent- wicklung					30	Bund Industrieanteil	15,0 15,0			
KKN	Niederaichbach/Isar	Siemens	KKN- GmbH	Bayernwerk AG	210	Bund Freistaat Bayern Kredit konvent. Anlage Kredit Schwerwasser	130,9 10,0 41,0 35,0	Juni 1966	15. 6. 1970	vorauss. Dez. 1972
WAK	Kernforschungs- zentrum Karlsruhe	Uhde/ Leybold/ Lurgi	GWK	Farbwerke Hoechst AG, GBAG, Nukem, Farbenfabriken Bayer	62	Bund	62,0	Januar 1967	1. 8. 1969	9. 4. 1970
WAK/EBA		Uhde/Lurgi			79	Bund	79,0	Laufzeit 1969—1978		

Gesamtinvestitionen
Gesamtbetriebsmittel bis 1977

878 Mio DM
330 Mio DM

1,2 Mrd. DM

Beschreibung der
Anlagen

Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR)

Das Kernkraftwerk wurde von der Firma Siemens AG mit dem MZFR als Natururanreaktor des Druckkesseltyps konzipiert und innerhalb von rd. 3 1/2 Jahren kostengerecht im Kernforschungszentrum Karlsruhe errichtet. Obwohl die Anlage zunächst schnell ihre Nennleistung erreichte, erstreckte sich die tatsächliche Inbetriebnahmephase wegen verschiedener Schäden und erforderlicher Reparatur- und Änderungsarbeiten von Ende 1965 bis Mitte des Jahres 1969. Dabei kam der Prototypcharakter deutlich zum Ausdruck.

In den Jahren 1970 und 1971 wurden hervorragende Betriebsergebnisse im Kraftwerksbetrieb erzielt. Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung der Anlage betragen 1970 rd. 86 % und 1971 bis zum Beginn der geplanten Revisionsphase sogar 99 %. Infolge der außerordentlich hohen Verfügbarkeit der Anlage konnten die Stromerlöse in den letzten Jahren beträchtlich erhöht werden; sie lagen bei der in den letzten beiden Jahren erreichten Verfügbarkeit zwischen 8 und 10 Mio DM/Jahr. Die Schwerwasserverluste liegen mit weniger als 2 l/d deutlich unter dem Garantiewert. Auch nach der planmäßig Anfang 1972 abgewickelten, rd. 5monatigen Revisions- und Inspektionsphase läuft die Anlage wieder problemlos im Nennbetrieb.

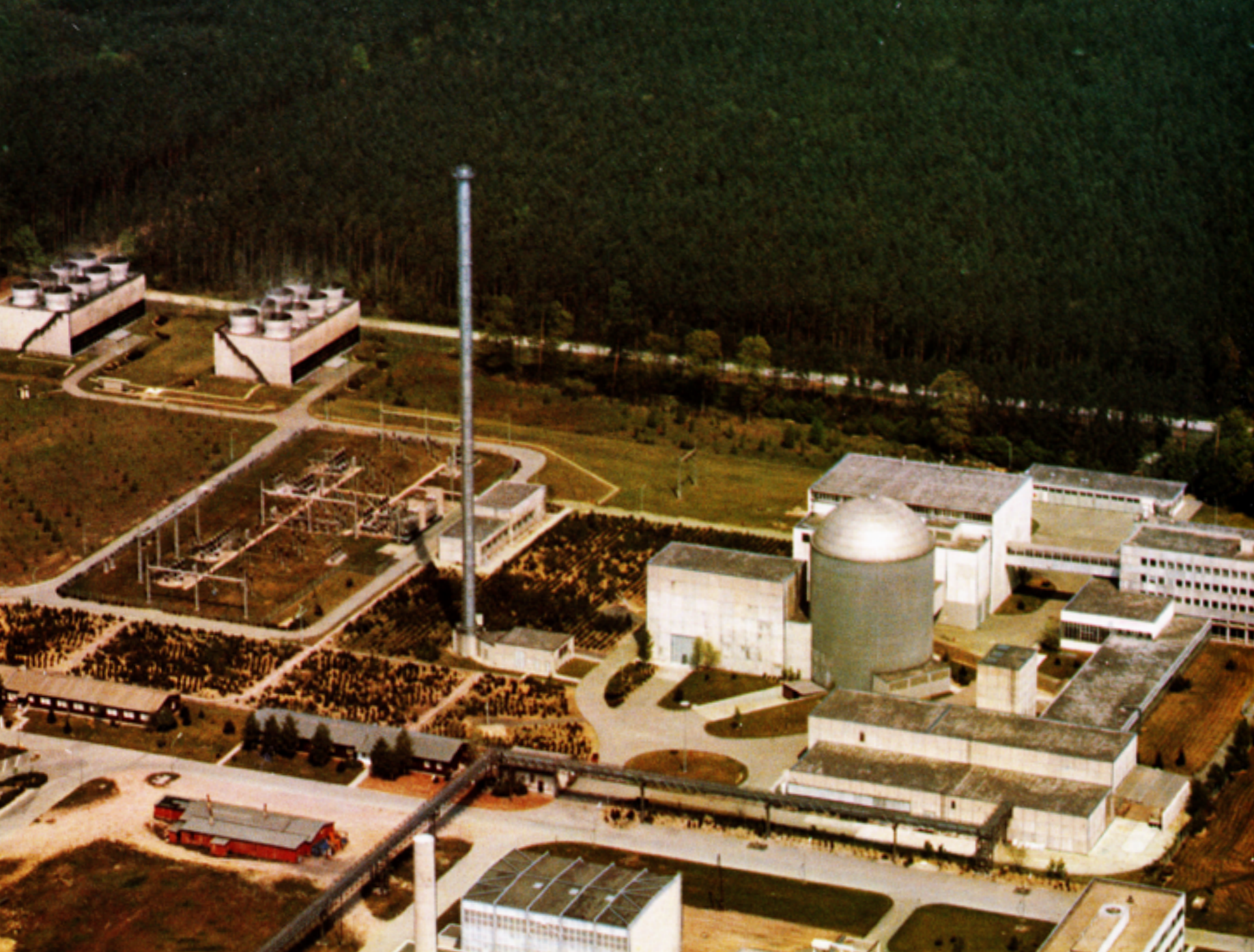
Im Verlauf der letzten Jahre wurde trotz des 300-MW-Nachfolgeprojektes in Atucha, Argentinien, deutlich, daß die Wettbewerbschancen dieses Kraftwerkstyps zumindest in der BRD gering sind, nachdem die Leichtwasserreaktoren mit großen Einheiten die Schwelle der Wirtschaftlichkeit inzwischen eindeutig überschritten hatten.

Nachdem der MZFR seine Prototypaufgaben mit dem Nachweis seiner hervorragenden Betriebseigenschaften und dem Erreichen des Gleichgewichtszustandes seines Natururankerns erfüllt hatte, wurde durch die GfK unter Einschaltung von Hersteller, Betreiber, unabhängigen Sachverständigen aus Wissenschaft und Forschung und Nuklear-Ingenieurfirmen eine Überprüfung

des Projekts und seiner zukünftigen Zielsetzung vorgenommen. Aufgrund eines im Sommer 1971 fertiggestellten Memorandums wurde beschlossen, den MZFR in den nächsten Jahren unter Verzicht auf den Einbau von zunächst geplanten und z. T. fertiggestellten Versuchskreisläufen mit dem Ziel optimaler Ausnutzung als Kraftwerk zu betreiben und die Arbeiten auf eine Senkung der Betriebskosten zu konzentrieren.

Möglichkeiten zur Verbesserung des wirtschaftlichen Betriebsergebnisses in den kommenden Jahren bestehen im Übergang auf einen Betrieb mit leicht angereichertem Brennstoff (0,85 % U-235), in einer möglichen Leistungserhöhung um bis zu 10 % und in einer Verbesserung der Konditionen für die Stromlieferungen unter Berücksichtigung der hohen Verfügbarkeit der Anlage. Es ist zu erwarten, daß hierdurch die jährlichen Betriebsverluste von ca. 4–5 Mio DM auf unter 2 Mio DM reduziert werden.

Damit kann der deutschen Industrie und der Forschung auch weiterhin zu relativ geringen jährlichen Kosten eine Anlage vorgehalten werden, die sowohl Ausbildungszwecken dient als auch wertvolle langfristige Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerkskomponenten erbringt und die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, insbesondere durch mögliche Bestrahlungen im Reaktor, ohne Beeinträchtigung des Kraftwerksbetriebs erlaubt.

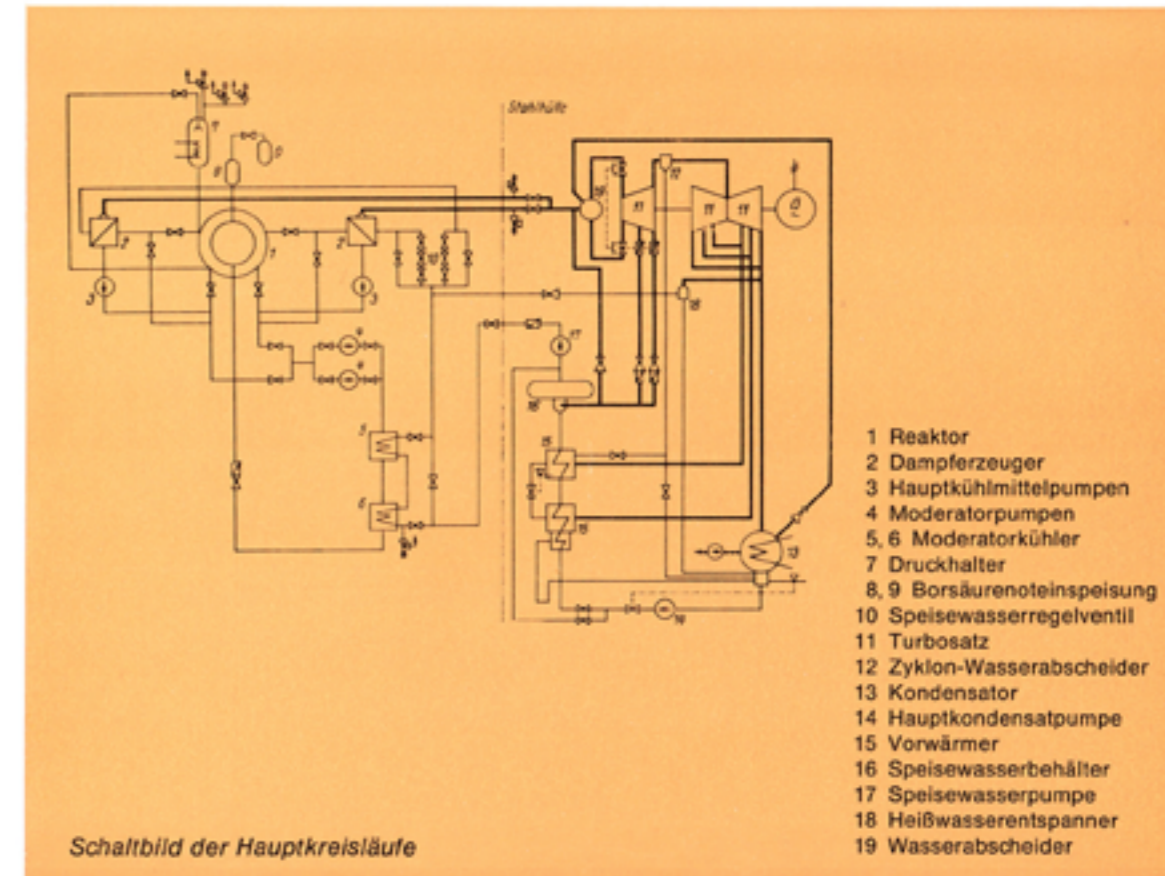


Technische Beschreibung

Reaktor

Der Reaktor vom Druckkesseltyp wird mit D_2O gekühlt und moderiert. Das Druckgefäß enthält einen Moderatorbehälter, der kühlendes und moderierendes D_2O voneinander trennt. Dies ermöglicht eine unabhängige Temperaturregelung von Kühlmittel und Moderator und damit eine Trimmung des Reaktors über die Moderatortemperatur zum Ausgleich von Reaktivitätsänderungen durch Abbrand und Versuchseinbauten. 121 Brennelementsäulen sind in Kühlkanälen angeordnet, die den Moderatortank vertikal durchdringen und einzeln aus dem Druckgefäß

herausgeführt sind. Diese Anordnung gestattet das Auswechseln von Brennelementen mittels einer besonderen Lademaschine während des Reaktorbetriebes und bildet die Voraussetzung für den Einsatz von Testelementen ohne Störung des Betriebes. Von 18 das Core diagonal durchdringenden Fingerhutrohren enthalten 17 Absorberstäbe aus einer Ag/In/Cd-Legierung für Abschaltung und Regelung. Ein Fingerhutrohr kann nach Einbau eines Druckrohres als Bestrahlungskanal für Materialproben und zur Isotopenproduktion dienen.



◀ Luftaufnahme des MZFR mit Freiluftschaltanlage und Kühltürmen

Schaltbild der Hauptkreisläufe



Kühlkreisläufe

Zwei parallel arbeitende Primärkühlkreisläufe, die je eine Spaltrohrmotorpumpe und einen U-Rohr-Dampferzeuger enthalten, sorgen für die Wärmeübertragung an den Dampfkreislauf der Dampfkraftanlage. Vor Eintritt in den Reaktor wird ein Teilstrom des Primär-D₂O über zwei Moderatorkühler geführt und mittels zweier Moderator-Pumpen direkt dem Moderator-tank zugeführt. Das Moderator-D₂O vermischt sich nach Durchströmen des Moderatorbehälters noch innerhalb des Druckgefäßes mit dem eintretenden Kühlmittel. Ein elektrisch beheizter Druckhalter im Primärsystem hält den Druck konstant.

Brennelemente

Die Brennelementsäule setzt sich aus zwei übereinander liegenden, miteinander gekoppelten und axial umtauschbaren Brennelementen zusammen. Das Brennelement selbst besteht aus einem Bündel von 37 Brennstäben, die beidseitig in Stabhalteplatten eingelötet sind und durch sechs über die Stablänge verteilte Abstandhalter radial fixiert sind. Die Brennstäbe enthalten als Brennstoff UO₂ als gesinterte, rundgeschliffene Tabletten.

Reaktorgebäude

Das Gebäude umschließt den Reaktor und die Primärkreisläufe. Eine Stahlhülle von 24,4 m ϕ und 36 m Höhe umgibt das gesamte Reaktorgebäude. Die „heißen“ Anlagenräume sind über Berstklappen mit einem Kondensationsbecken im unteren Teil des Gebäudes verbunden, in dem bei einem angenommenen Bruch im Primärsystem der Dampf kondensiert wird. Alle Räume, ausgenommen der Reaktorraum sowie die Dampferzeuger- und Experimentieräume, sind

auch während des Betriebes begehbar. Brennelementsäulen können über eine Brennelementschleuse ins Lagerbecken ausgeschleust werden. Dieses Becken, das sich in einem dem Reaktorgebäude angegliederten Brennelementbeckenhaus befindet, bietet rd. 400 Einzelelementen Platz und ist an einen eigenen Reinigungs- und Kühlkreislauf angeschlossen.

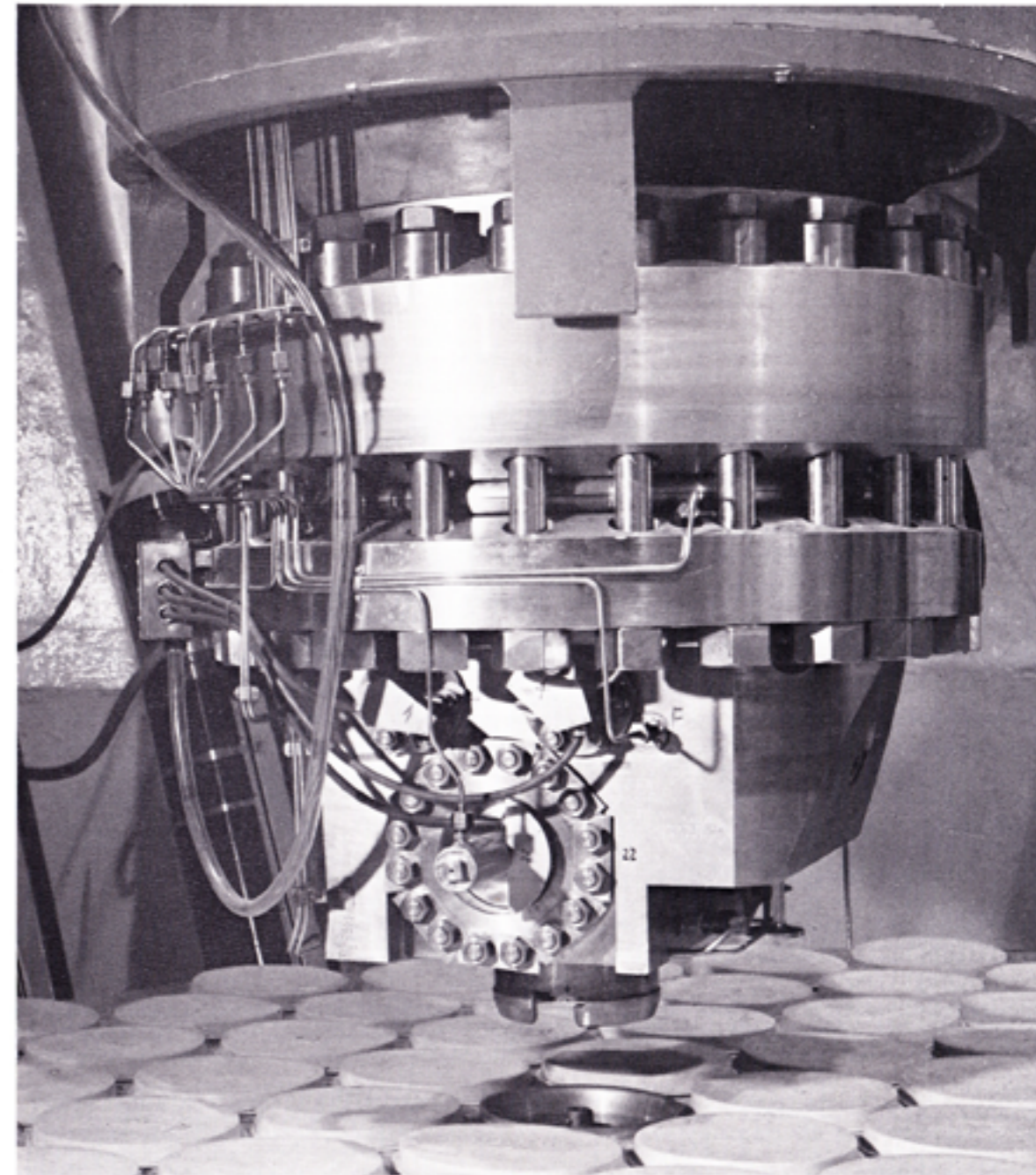
Hilfskreisläufe und Nebenanlagen

In einem gesonderten Gebäude untergebrachte Hilfskreisläufe und Nebenanlagen sorgen für die Reinigung des Kühlmittels, die Kühlung verschiedener Anlagenteile sowie die Anreicherung mit H₂O vermischten D₂O.

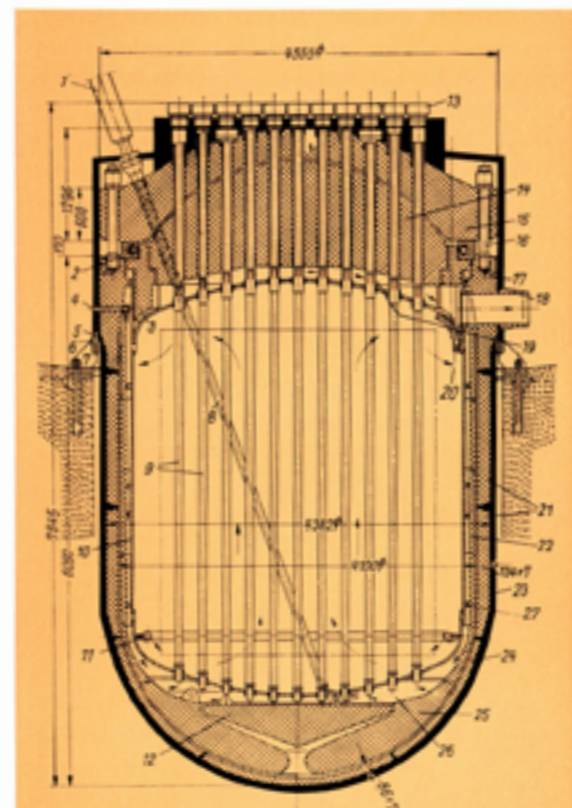
Dampfkraftanlage

Eine Satteldampfturbine, bestehend aus einem Hochdruckteil und einem zweiflutigen Niederdruckteil mit zwischengeschalteter Zyklonenentwässerung, ist mit einem Drehstromgenerator gekoppelt. Der mit 10,5 kV erzeugte Strom wird im wesentlichen über eine Umspan- und Freiluftschaltanlage in das 110 kV-Netz des Badenwerks eingespeist.

Die Rückkühlung des Kondensator Kühlwassers erfolgt über zwei Kühlturmblöcke mit je acht Ventilator-kühlern.



Lademaschinenunterteil über dem Reaktorkessel



- | | |
|------------------------------|------------------------|
| 1 Regelstabantrieb | 17 Kesselflansch |
| 2 Schweißrippendichtung | 18 Kühlmittelstützen |
| 3 Füllkörpererring | 19 Obere Sammelkammer |
| 4 Entleerungsstutzen | 20 Abschirmplatte |
| 5 Tragleisten | 21 Kesselwand |
| 6 Zentrierstifte | 22 Thermischer Schild |
| 7 Tragring | 23 Isolierung |
| 8 Regelstabführungsrohr | 24 Halbkugelboden |
| 9 Kühlkanäle | 25 Füllkörper, unten |
| 10 Moderatorbehälter | 26 Untere Sammelkammer |
| 11 Moderatorverteilerleitung | 27 Stauleisten |
| 12 Füllkörperkegel | |
| 13 Kühlkanalverschluss | |
| 14 Füllkörper, oben | |
| 15 Kesseldeckel | |
| 16 Verschlusschraube | |

Reaktorkessel (Längsschnitt)

Datenliste MZFR

Reaktortyp	D ₂ O-Druckkesselreaktor
Thermische Leistung	200 MW
Elektrische Bruttoleistung	57 MW
Elektrische Nettoleistung	50 MW
Druckgefäß-Innendurchmesser/-Höhe	4100/7700 mm
Betriebsdruck Primärkreis	90 ata
Kühlmitteldurchsatz (D ₂ O) primär	4650 t/h
Kühlmittel-Eintrittstemperatur	251 °C
Kühlmittel-Austrittstemperatur	280 °C
Moderatormenge (D ₂ O) im Primärsystem	90 t
Frischdampfmenge (H ₂ O)	304 t/h
Frischdampfzustand v. d. Turbine	236 °C, 31,7 ata
Anzahl der Regelstäbe/Regelung	1/Moderatortemperatur-Regelung
Anzahl der Abschaltstäbe	16
Schnellabschaltung	16 Abschaltstäbe, 1 Regelstab u. Borinjektion
Anzahl der Brennelemente	242
Brennstoffeinsatz (UO ₂ -Natururanpellets)	13,6 t UO ₂
Hüllrohräußendurchmesser	11,7 mm
Wandstärke	0,6 (0,4) mm
Hüllrohrwerkstoff	Zry-2-und-4
Brennelementlänge	3742 mm (2 Teilelemente)
Mittl. Stableistung	117 W/cm
Mittl. Brennstoffbelastung	14 MW/t U
Mittl. therm. Neutronenfluß	1,17 x 10 ¹⁴ n/cm ² sec



Heißdampfreaktor (HDR)

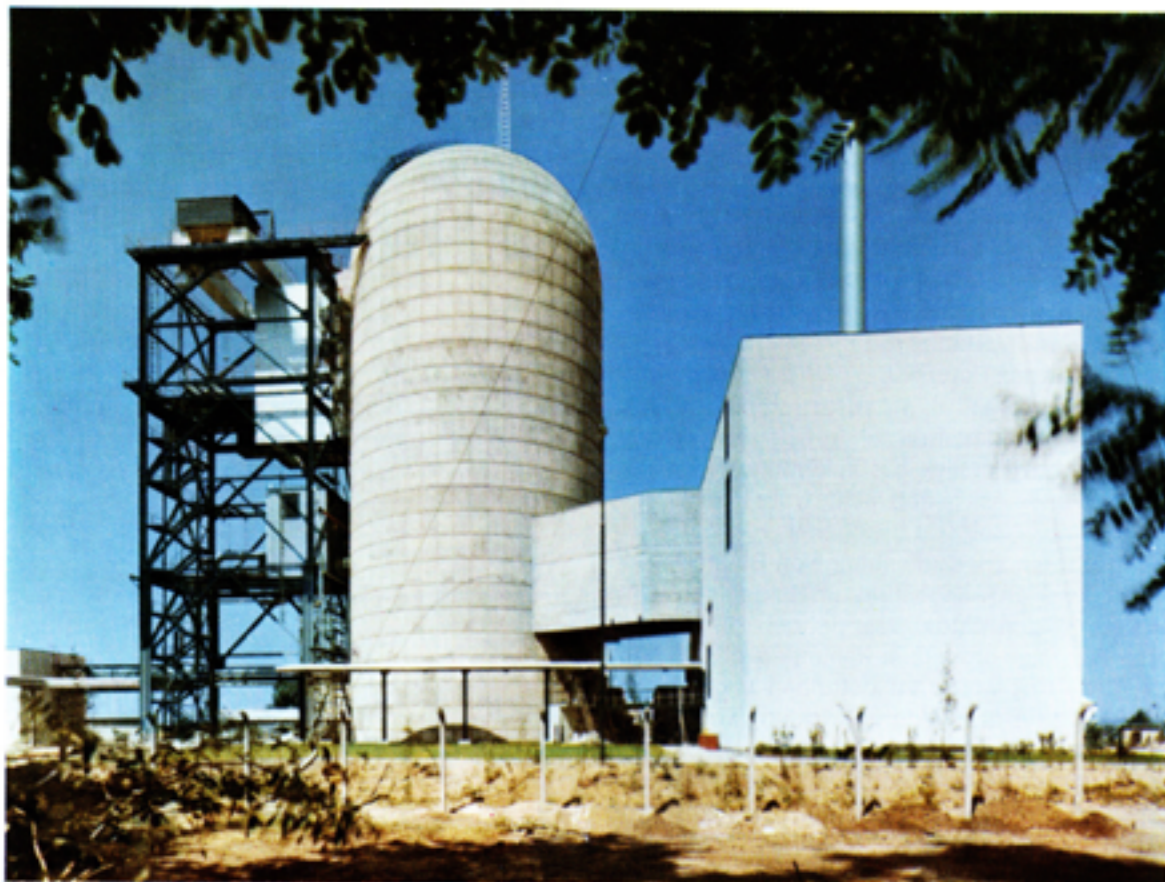
Der HDR wurde von der AEG als Weiterentwicklung des Siedewasserreaktors konzipiert und mit etwa einem Jahr Bauzeitverzögerung auf dem Gelände des RWE in unmittelbarer Nähe des Versuchsatomkraftwerkes Kahl (VAK) in Großweilzheim/Main errichtet. Wegen einer Reihe von prototypischen Schwierigkeiten verzögerte sich die Leistungsaufnahme während der Inbetriebnahme, die nach Erreichen von rd. 60 % der Reaktornennleistung vorläufig abgebrochen werden mußte. Ein konventioneller Auslegungsfehler hatte zu umfangreichen BE-Schäden geführt. Ziel des HDR-Projektes war es, gegenüber den Siede- und Druckwasserreaktoren durch Einführung der nuklearen Überhitzung und damit der Verwendung konventioneller Turbinen und Kreislaufkomponenten einen Reaktor verbesserter Wirtschaftlichkeit zu entwickeln. Durch den überraschend schnellen wirtschaftlichen Durchbruch der Leichtwasserreaktoren LWR und den Übergang auf größere Leistungseinheiten ist es heute nicht mehr sinnvoll, das ursprüngliche Ziel weiterzuverfolgen. Der Entwicklungsaufwand, der erforderlich wäre, um den HDR-Typ zur wirtschaftlichen Einsatzfähigkeit zu führen, steht in keinem vertretbaren Verhältnis zu dem erkennbaren wirtschaftlichen Potential.

Ausgelöst durch den aufgetretenen Brennelementschaden wurde eine Überprüfung des Projektes im Hinblick auf zukünftige Nutzungsmöglichkeiten vorgenommen, wobei auch eine Einstellung in Betracht gezogen wurde.

Ein in diesem Zusammenhang von Bauherr, Hersteller und Betreiber und unabhängigen Gutachtern gegen Ende des Jahres 1971 fertiggestelltes Memorandum kommt zu dem Ergebnis, den HDR weiter zu betreiben und ihn insbesondere für die Weiterentwicklung von Brennelementen, Komponenten und Systemen von Leichtwasserreaktoren zu nutzen. Die Untersuchungen haben ergeben, daß der HDR nach einem möglichen und wirtschaftlich vertretbaren Umbau in einen Siedewasserreaktor aufgrund

seiner Versuchsmöglichkeiten in hervorragender und zumindest in Europa unvergleichbarer Weise geeignet ist, als Testbrett für LWR-Brennelemententwicklungen zu dienen. Gerade in dieser Hinsicht besteht bei der reaktorbauenden Industrie ein erheblicher mittelfristiger Bedarf. Ein vom BMBW einberufener ad-hoc-Ausschuß „Zukunft des HDR“ bestätigte die Ergebnisse des Memorandums im Frühjahr 1972 auf der Basis eines von der AEG, GfK und Kraftwerksbetreibern aufgestellten Versuchsprogrammes für die Weiterentwicklung von Leichtwasserreaktor-Brennelementen, Komponenten und Systemen für LWR. Im Verlaufe des Jahres 1972 sollen mit dem Hersteller (AEG) und Bestrahlungsinteressenten (AEG/EVU's, General Electric) Vereinbarungen über den Umbau des HDR zu einem LWTR sowie die Durchführung von Bestrahlungsvorhaben über einen Zeitraum von 5 Jahren getroffen werden, wobei eine Industriebeteiligung von 50 % der entstehenden Kosten vorgesehen ist.

◁ Luftaufnahme des HDR (rechts) mit Versuchsatomkraftwerk Kahl (VAK, links)



Technische Beschreibung

Reaktor

Der Heißdampfreaktor ist im wesentlichen ein H_2O -Siedewasserreaktor mit nachgeschalteter nuklearer Überhitzung. Das zylindrische Reaktor-druckgefäß mit abnehmbarem Deckel beinhaltet den Kernmantel, der der Positionierung der Brennelemente und der wasserseitigen Strömungsführung innerhalb des Reaktors dient. Der Kern besteht aus einer regelmäßigen Anordnung von 52 Brennstabbündeln, zwischen denen 21 kreuzförmige Regelstäbe geführt werden. Der Antrieb der Regelstäbe erfolgt über ein mechanisch-hydraulisches System unterhalb des Reaktors.

Das Speisewasser tritt in den Ringraum zwischen der Innenseite des Druckgefäßes und dem Kernmantel ein, wird über eine Umwälzschleife in den Raum unterhalb des Reaktorkerns gefördert und strömt über Blenden entlang den Brennstoff-rohren nach oben. Wasser und entstandener Dampf trennen sich an dem oberhalb des Kerns liegenden Wasserspiegel. Nicht verdampftes Wasser mischt sich mit dem eintretenden Speisewasser und wird über die Umwälzschleife wieder zurück in den Raum unterhalb des Reaktorkerns gefördert. Der erzeugte Satttdampf durchläuft nach mechanischer Dampftrocknung im oberen

Teil des Druckgefäßes die Hohlschleifen der Überhitzer-Brennelemente und tritt als überhitzter Dampf in den im Druckgefäß liegenden Heißdampfsammler aus.

Kühlkreisläufe

Der im Reaktor erzeugte Primärdampf gibt seine Wärme nacheinander in einem Heißdampfumformer, einem Satttdampfumformer und zwei Unterkühlern an den Sekundärkreislauf ab. Die Umwälzung des Reaktorkühlwassers über die Umwälzschleife erfolgt mittels zweier einstufiger Kreiselpumpen. Die Regelung der Reaktorleistung erfolgt anteilig durch Änderung der pro Zeiteinheit umgewälzten Wassermenge.

Brennelemente

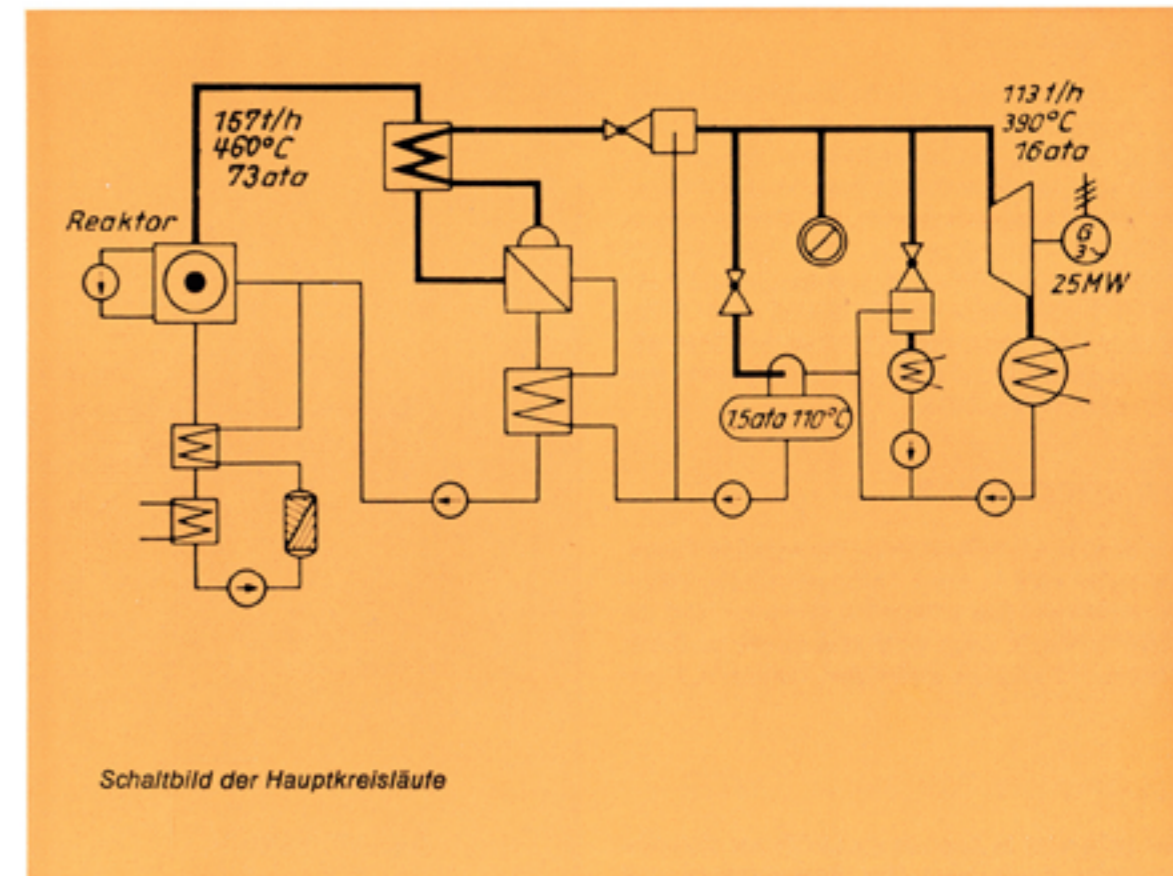
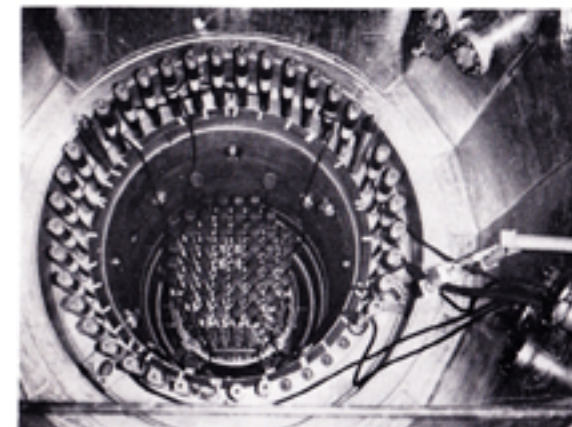
Das Core enthält vier im Zentrum angeordnete Siedebrennelemente und 48 Siede-Überhitzerbrennelemente.

Die Siedebrennelemente bestehen aus einem Bündel von 77 Einzelbrennstäben und vier Gd_2O_3 -haltigen Vergiftungsstäben in quadratgitterförmiger Anordnung.

Die Siede-Überhitzerbrennelemente setzen sich aus 24 Einzelbrennstäben und einem zentralen in einem Zirkaloyrohr geführten Vergiftungsstab zusammen. Je 6 der Einzelbrennstäbe, die als Hohlstäbe ausgebildet sind, sind zu Secherschleifen zusammengefaßt. Beim Durchgang durch diese Secherschleifen durchläuft der eingeleitete Satttdampf den Reaktorkern insgesamt viermal und wird danach über das Sammel-system im Brennelement dem Heißdampfsammler zugeführt.

Brennstabbündel bzw. -schleifen sind von einem Kasten aus Zirkaloy zur Führung der zwischen den Brennelementen liegenden Steuerstäbe und des Wasser-Dampfgemisches umgeben.

Blick in das mit Brennelementen beladene Reaktor-druckgefäß



Schaltbild der Hauptkreisläufe

Hilfskreisläufe und Nebenanlagen

Zur Entfernung von Feststoffen werden nach Zwischenkühlung stündlich 8 t Reaktorwasser im Bypass über ein Hochdruck-System von Anionen- und Kationenaustauschern geleitet. Die Kühlung mehrerer Anlagenteile sowie die Niederschlagung des Dampfes in den Kondensatoren besorgen ein Neben- und ein Zwischenkühlkreislauf. Zur Versorgung des Nebenkühlkreislaufes wird über Pumpen des Versuchsatomkraftwerkes Kahl (VAK) Wasser aus dem Gustavsee entnommen und in diesen zurückgeleitet.

Reaktorgebäude

Das Gebäude enthält als Volldruckcontainment (im Gegensatz zum MZFR) den Reaktor, die Primärsysteme, das Brennelement-Lagerbecken, das Lager für neue Brennelemente, das Absetzbecken für Reaktoreinbauten, die Brennelement-Hüllenüberwachung sowie den Reaktor-Flutbehälter. Es besteht aus einem Stahlzylinder mit einem Durchmesser von 22 m und einer Höhe von 64 m, der beidseitig mit Halbkugelböden abgeschlossen ist, und einer den Stahlzylinder umgebenden Betonschale.

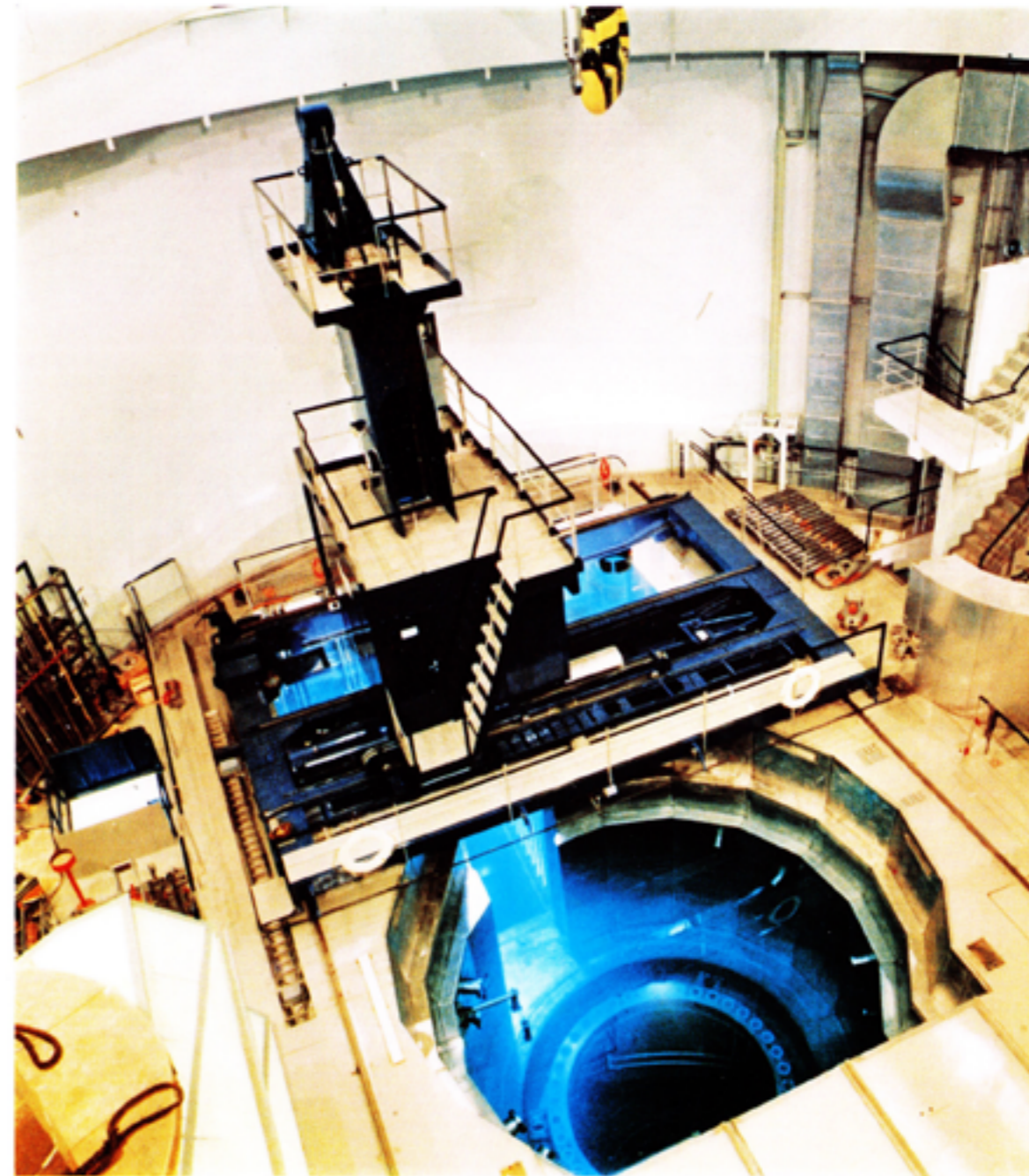
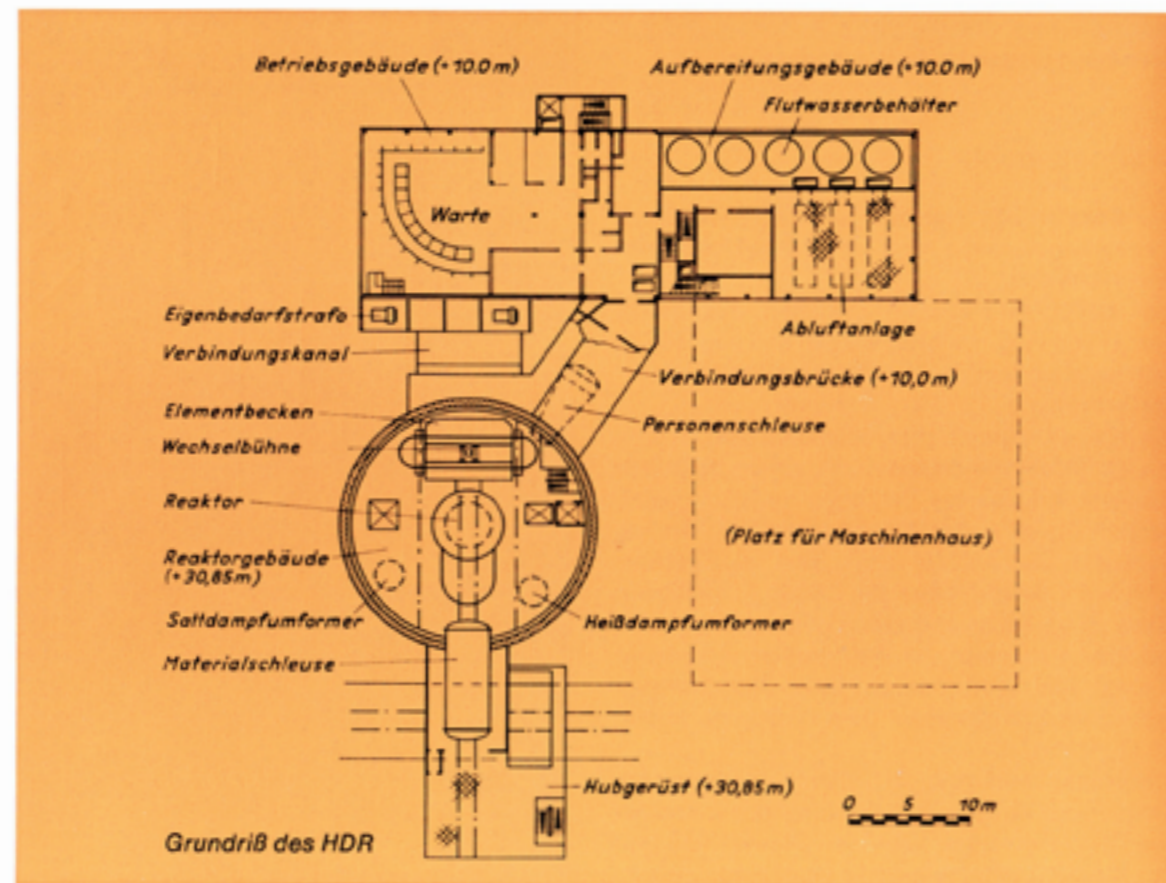
Dampfkraftanlage

Der den Heißdampfumformer verlassende Sekundärdampf wird in einer nachgeschalteten Reduzierstation auf den zulässigen Dampfzustand am Turbineneintritt umgeformt und einem im RWE-Kraftwerk Dettingen stehenden Turbosatz zugeführt.

Leichtwasser-Testreaktor (LWTR)

Der HDR wird in Zukunft als LWTR zur Entwicklung von Brennelementen, Komponenten und

Systemen für Leichtwasser-Reaktoren betrieben werden. Das Core wird dabei mit 36 Siede-Brennelementen beladen. Zur Überhitzung des Sekundärdampfes für den Turbinenbetrieb ist ein konventioneller ölgefeuerter Überhitzer vorgesehen.



Blick auf das Reaktordruckgefäß und das Brennelement-Lagerbecken mit fahrbarer Wechselbühne

Steuerstabantriebe





Schaltwarte

Datenliste HDR

Reaktortyp	Leichtwassergekühlter und -moderierter Siede-Überhitzer-Reaktor	
Thermische Leistung	100 MW	
Elektrische Nettoleistung	25 MW	
Druckgefäß-Innendurchmesser/-Höhe	2960 / 10 660 mm	
Betriebsdruck Primärkreis	90 ata	
Kühlmitteldurchsatz (H ₂ O)	2320 t/h	
Kühlmittel-Eintrittstemperatur	220 °C	
Kühlmittel-Austrittstemperatur	440–520 °C	
Dampfdurchsatz am Reaktorausritt	145–170 t/h	
Heißdampfzustand v. d. Turbine	400 °C, 16 ata	
Anzahl der Regelstäbe	21	
Schnellabschaltung	Regelstäbe od. Vergiftung mit 13 %-iger Na-Pentaborat-Lösung	
	Siedeüberhitzerelemente	Sideelemente
Anzahl der Brennelemente	48	4
Brennstoff/Anreicherung (U-235)	UO ₂ -Pulver / 3,15 % 4 UO ₂ -Ringpellets / 2,4 % je Stab	UO ₂ -Pellets / 2,5 %
Hüllrohraußendurchmesser	13,5 mm (Innenhülle) 26,5 mm (Außenhülle)	14,3 mm
Hüllrohrwandstärke	0,5 mm (Innenhülle) 0,6 mm (Außenhülle)	0,9 mm
Hüllrohrwerkstoff	Inconel 625 (Innenhülle) 4981 S (Außenhülle)	Zry-2
Brennelementlänge	6954 mm	6954 mm
Max. Heizflächenbelastung	1,05 · 10 ⁶ Kcal/m ² h	1,04 · 10 ⁶ Kcal/m ² h
Mittl. Brennstoffbelastung	15 MW / t U	
Mittl. therm. Neutronenfluß	2,2 x 10 ¹³ n/cm ² sec	

Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK)

gramme ausschlaggebend, sondern vielmehr Auslegungs- und Fertigungsfehler, die bei der Inbetriebnahme z. T. nach Eintreten von Schäden erkannt wurden und beseitigt werden mußten. Bisher wurde der Reaktor mit bis zu 60 % seiner Nennlast betrieben. Die Übergabe der Anlage nach erfolgreichem Turbinenbetrieb bei rd. 30 % der Nennleistung wird voraussichtlich im Herbst 1972 erfolgen, die Nennleistung bis Ende 1972 erreicht werden.

Bereits bei Baubeginn der KNK zeichnete sich deutlich ab, daß kaum Aussicht bestand, einen KNK-Typ als thermischen Kraftwerksreaktor zur wirtschaftlichen Reife zu entwickeln. Es war jedoch sicher, daß die KNK ein wichtiger Schritt im Rahmen der Entwicklung natriumgekühlter schneller Reaktoren darstellt.

Dabei stand zunächst der Erfahrungsgewinn auf dem Gebiete der Natriumtechnologie im nuklearen Betrieb im Vordergrund. Daher wurde die erfolgreiche Inbetriebnahme der KNK zu einer für den Baubeschluß des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors (SNR) notwendigen Bedingung erklärt. Die bisher bei der Inbetriebnahme der KNK gewonnenen Erfahrungen auf dem Gebiet der Natriumtechnologie und Na-Anlagentechnik erweisen sich schon jetzt als wesentlich für die Auslegung und die Abwicklung des SNR. Dabei waren – wie bei allen Erstanlagen – gerade die negativen Erfahrungen die wertvollsten.

Die bisherigen Betriebserfahrungen mit der KNK reichten aus, einen Baubeschluß für den SNR zu befürworten, da sie keinen Zweifel an der grundsätzlichen Realisierbarkeit des SNR-Projektes ließen. Der weitere KNK-Betrieb ist für den SNR eine unverzichtbare Notwendigkeit, da mit relativ geringem Aufwand für Betrieb, Reparaturen, Änderungen und Ergänzungen die Errichtung, Inbetriebnahme und der Betrieb eines Milliardenprojektes zusätzlich abgesichert wird.

Dem Ziel der KNK als SNR-Vorstufe folgend wurde bereits etwa zwei Jahre nach Baubeginn untersucht, die KNK mit einem Schnellen Kern

zu betreiben. In Abstimmung zwischen Interatom und dem Projekt Schneller Brüter der GfK (PSB) kam so im Laufe des Jahres 1968 das Projekt KNK II zustande, welches den Umbau der Anlage mit thermischem Core (KNK I) zur Aufnahme eines Schnellen Kerns mit sieben Mischoxid-Brennelementen vorsieht, die weitgehend den SNR-Spezifikationen entsprechen (KNK II). Die finanziellen und vertraglichen Grundlagen des mit rd. 90 Mio. DM veranschlagten Projekts sind geschaffen. Nach Erstellung einer Durchführbarkeitsstudie wird Interatom Errichtung und Inbetriebnahme von KNK II unter gleichzeitiger Durchführung bauzugehöriger Versuche vornehmen. Die uran- und plutoniumhaltigen Brennelemente werden von den Firmen Alkem und RBG unter Beistellung des Brennstoffs durch GfK gefertigt.

Die Inbetriebnahme der KNK mit Schnellern Kern (KNK II) ist im Jahre 1974 vorgesehen; damit würde gegenüber dem SNR in Bezug auf den Inbetriebnahmezeitpunkt ein Vorlauf von mehr als 4 Jahren gegeben sein.

Wegen der hohen Kosten dieses Projektes und der Möglichkeiten einer engeren internationalen Zusammenarbeit wurde die Zweckmäßigkeit und wirtschaftliche Vertretbarkeit des Umbaus im Frühjahr 1972 von einem vom BMBW eingesetzten ad-hoc-Ausschuß „Zukunft KNK“ nochmals überprüft und positiv beurteilt. Die Arbeiten verlaufen planmäßig, orientieren sich jedoch im Zeitablauf an den Ergebnissen des parallel ablaufenden atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens.

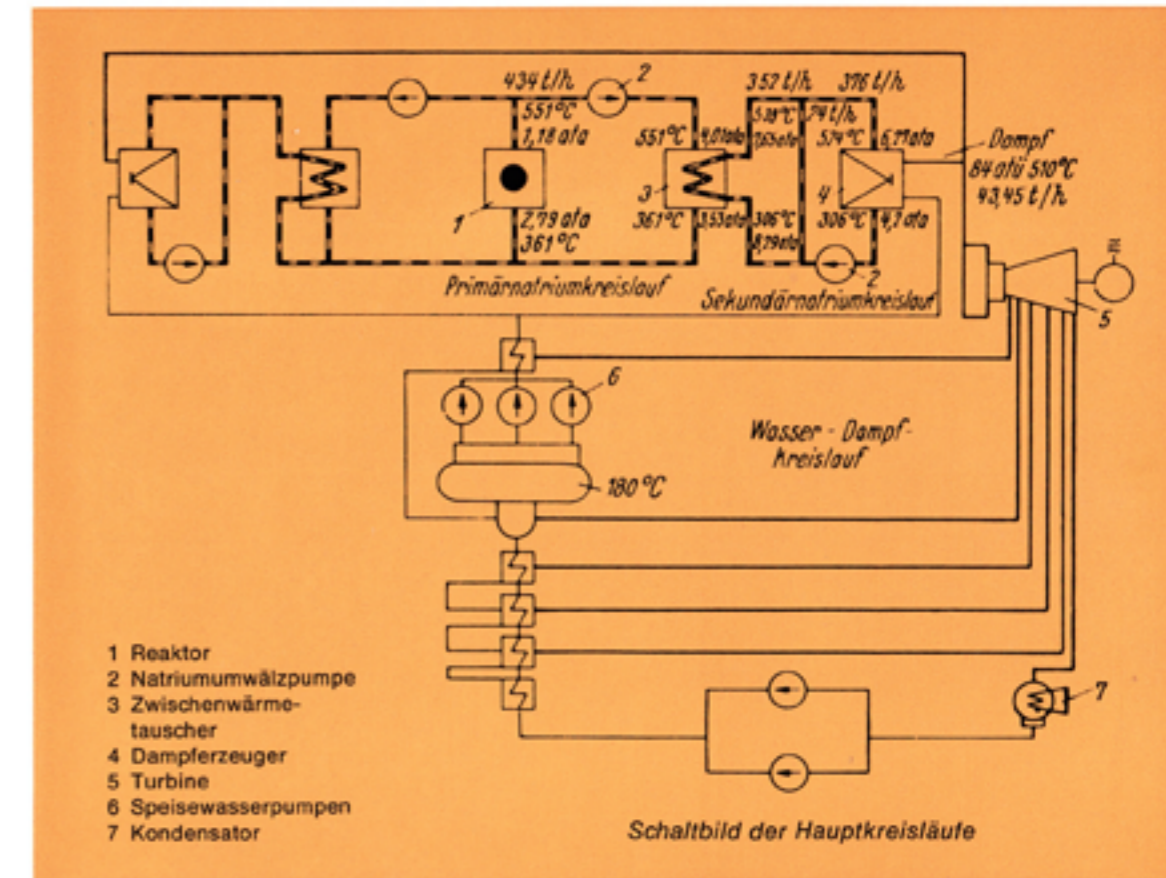
Die KNK wurde von der Firma Interatom als Prototyp eines kompakten, natriumgekühlten thermischen Leistungsreaktors entwickelt und im Kernforschungszentrum Karlsruhe errichtet. Mehrkosten gegenüber den Planzahlen ergaben sich insbesondere aus der Erfüllung behördlicher Auflagen und aus der verlängerten Inbetriebnahmephase.

Schwierigkeiten bei den verschiedenen Stufen der Inbetriebnahme und der Abwicklung des Genehmigungsverfahrens führten bisher zu Verzögerungen von rd. 19 Monaten. Dabei waren nicht die Durchführung der Inbetriebnahmepro-





◁ Seitenansicht der KNK



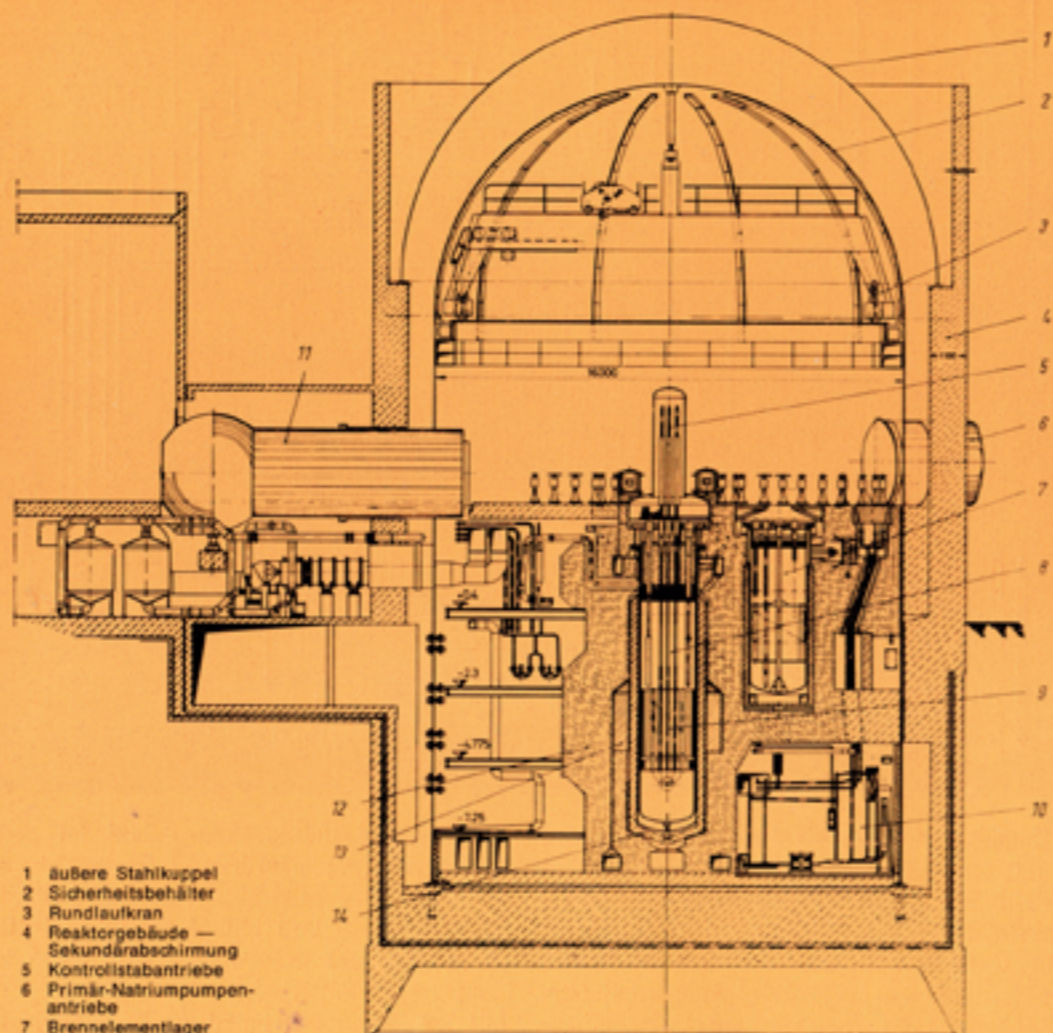
Technische Beschreibung

Reaktor

Das Reaktorcore befindet sich in einem mit Natrium gefüllten – oben an einem Tragring aufgehängten – Stahltank. Die freie Natriumoberfläche ist mit Argon als Schutzgas abgedeckt. Dieser Tank ist von einem zweiten Tank umgeben, der zur Begrenzung einer Natriumleckage nach einem evtl. Leck im inneren Tank dient.

Das Core hat 91 Kühlkanalpositionen, 84 davon sind mit auswechselbaren Moderatorelementen aus stahlummantelten Zirkonhydridringen und 6 mit beweglichen Regelstäben belegt. Das thermische Core enthält normalerweise 66 Brennelemente, die in den Moderatorelementen stehen. Der Reaktor ist mit einer Blendenverstellereinrichtung ausgerüstet, über die der Kühlmitteldurchfluß durch die einzelnen Brennelementssäulen verändert werden kann. Die Möglichkeit, den Moderator auszuwechseln oder auszubauen, ergibt eine weitgehende Flexibilität in der Zusammensetzung des Cores. Der radiale Reflektor, der zusammen mit dem ihn

umgebenden thermischen Schild im natriumgefüllten Tank angeordnet ist, besteht aus einem nach der Core-Seite zu sechseckigen Stahlmantel; der obere und untere axiale Reflektor ist Bestandteil der Brennelemente in Form 13 cm langer Stahl-Endstopfen. Mit wenigen Ausnahmen (z. B. Brennstabhüllrohre) sind alle natriumführenden Teile aus ferritischem Material hergestellt. Wegen des niedrigen Betriebsdruckes können Kühlkreisläufe und Reaktortank dünnwandig ausgeführt sein. Nach der technologischen Erprobung der Anlage mit dem thermischen Core soll ein schnelles Core gleicher Leistung eingesetzt werden. Die-



- 1 äußere Stahlkuppel
- 2 Sicherheitsbehälter
- 3 Rundlaufkran
- 4 Reaktorgebäude — Sekundärabschirmung
- 5 Kontrollstabantriebe
- 6 Primär-Natriumpumpenantriebe
- 7 Brennelementlager
- 8 Reaktortank mit Deckel und Einbauten
- 9 Reaktorkern
- 10 Natriumreinigungsanlage
- 11 Hauptschleuse
- 12 biologischer Schild
- 13 Primärabschirmung
- 14 Wärmeisolierung

Sicherheitsbehälter (Längsschnitt)

ses Core wird eine Test- und Treiberzone aus 7 Test- und 22 Treiberelementen und 5 Brutelementen erhalten. Die Testelemente werden einen Brennstoff beinhalten, der dem in schnellen Brütern eingesetzten entspricht. Die kernphysikalischen und thermodynamischen Daten der KNK II entsprechen in weiten Bereichen denen des SNR.

Kühlkreisläufe

Die Kühlkreisläufe sind in je zwei Primär- und Sekundär-Natrium-Kreisläufe mit je 29 MWth Übertragungsleistung aufgeteilt, über die die im Reaktor erzeugte Wärme an den Dampfkreislauf übertragen wird. Zwei Primär- und zwei Sekundärpumpen mit Radialauftrieb übernehmen die Natriumwälzung. Zwischenwärmetauscher und Dampferzeuger sind nach Konstruktionen gefertigt, bei denen ebene Rohrplatten vermieden werden. Die Anschlußrohrleitungen des Primärkreises sind zwischen Tank und den ersten Doppel-Absperrarmaturen doppelwandig ausgeführt. Die Absperrarmaturen sind in die Kapselungen mit einbezogen.

Brennelemente KNK I

Das völlig zylindrische Brennelement besteht aus zwei ringförmig um den inneren zylindrischen Moderatorteil aus Zirkonhydrid angeordneten Reihen mit insgesamt 44 Brennstäben von rd. 1 m aktiver Länge. Der innere Moderatorteil ist Bestandteil des Brennelements.

Brennelemente KNK II

Die Brennstäbe des Testelements sind auf einem Dreiecksgitter mit einer Seitenlänge von 7,9 mm angeordnet und von einem hexagonalen Hüll-

kasten aus rostfreiem Stahl umgeben. Oberhalb und unterhalb der 600 mm hohen Tablettensäule befindet sich eine 200 mm hohe Brutzone. In diesem Bereich enthalten die Brennstäbe Tabletten aus abgereichertem UO_2 . Zwischen Brennstoff bzw. Brutstoff und Hüllrohr befindet sich Helium als Bonding. Die Brennstäbe, die sich nach oben frei ausdehnen können, werden in axialer Richtung in einer Stabhalteplatte, in radialer Richtung durch mehrere Abstandshalter gehalten.

Das zentrale Testelement unterscheidet sich von den anderen Testelementen im wesentlichen dadurch, daß zur radialen Abstandhaltung eine Platte mit wabenförmigen Ausnehmungen verwendet wird.

Das Treiberelement hat den gleichen konstruktiven Aufbau wie die Testelemente. Die Brennstäbe sind auf einem Dreiecksgitter mit einer Seitenlänge von 10,4 mm angeordnet. Bei den moderierten Elementen sind 19 Brennstäbe (Moderatorstäbe) mit Zirkonhydrid gefüllt. Oberhalb und unterhalb dieses Bereiches befindet sich ein Stahlreflektor von 200 mm Höhe. In den Brennstäben wird als Bonding Helium, in den Moderatorstäben Natrium verwendet.

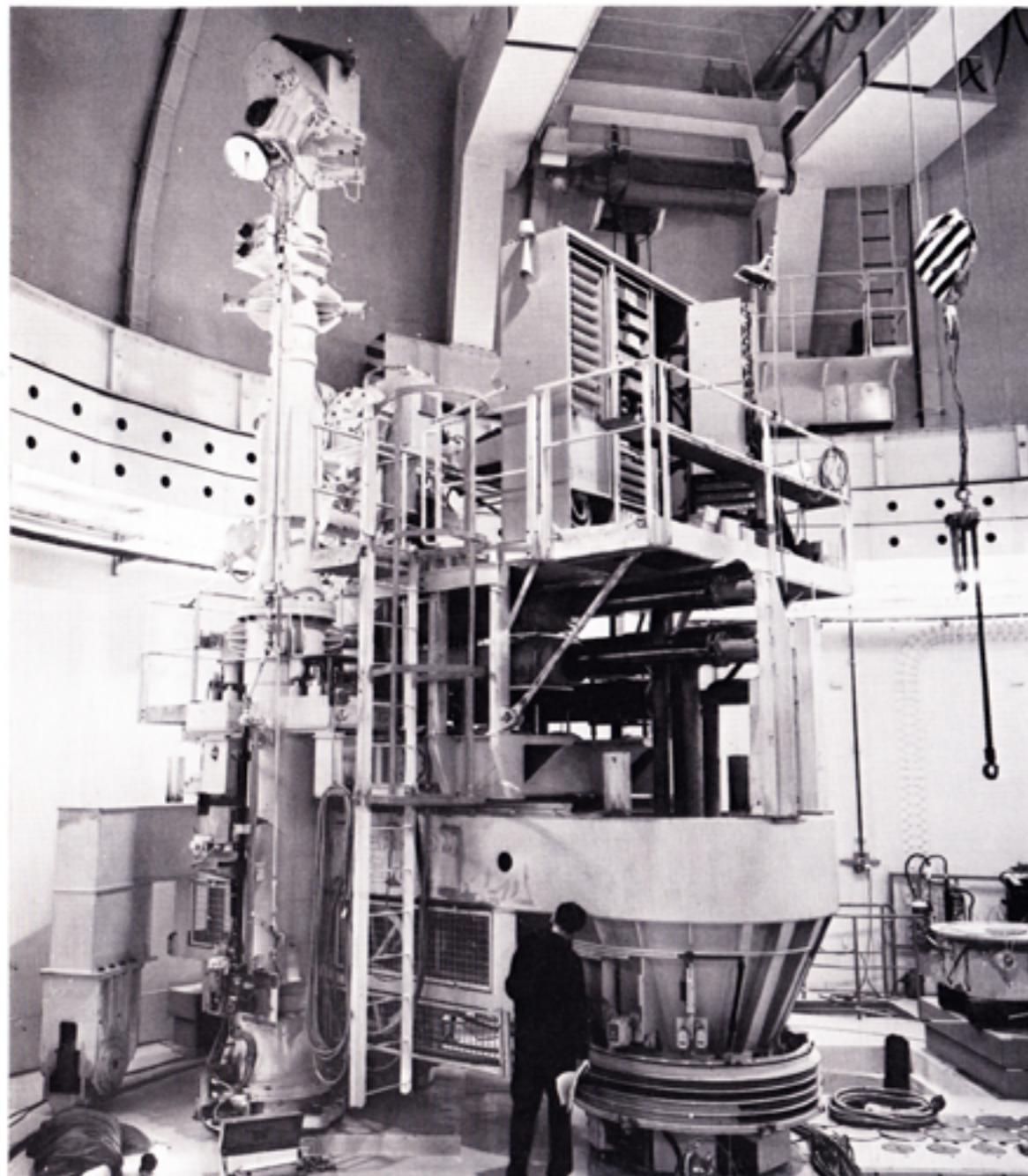
Das Brutelement entspricht im konstruktiven Aufbau dem des Treiberelements. Die Brennstäbe sind auf einem Dreiecksgitter mit einer Seitenlänge von 10,4 mm angeordnet und enthalten Tabletten aus abgereichertem UO_2 . Die Hüllrohre sind mit sechs Wendetrippen zur radialen Abstandhaltung versehen.

Der Hüllkasten der Brutelemente und des zentralen Testelements hat bis auf die Länge die gleichen Abmessungen wie der Hüllkasten der SNR-Elemente.

Reaktorgebäude

Das Reaktorgebäude besteht aus dem Stahl-Sicherheitsbehälter mit einem Durchmesser von





16 m und einer Höhe von 27,5 m, der von einem nach oben mit einer Stahlhaube abgeschlossenen Betonmantel umgeben ist. Der Sicherheitsbehälter enthält den Reaktor, die Brennelement-Handhabungseinrichtung, das Brennelement-Lager, die beiden Primär-Natriumkreisläufe, das Stickstoffsystem zur Inertisierung der Primärzellen.

Hilfskreisläufe und Nebenanlagen

Im Bypass zu den Primär- und Sekundärkreisläufen betriebene Kreisläufe übernehmen die Reinigung des Natriums. Zur Versorgung der Natriumsysteme mit Inertgas (Argon) steht eine Einspeise- und Vorratsanlage zur Verfügung.

Dampfkraftanlage

Der in den Natrium-Dampferzeugern gewonnene Dampf gelangt in die eingehäusige Kondensationsturbine, die mit dem Drehstromgenerator direkt gekoppelt ist. Die Rückkühlung des Kühlwassers erfolgt in Kühltürmen. Die erzeugte elektrische Energie wird an das Netz des Badenwerks abgegeben.

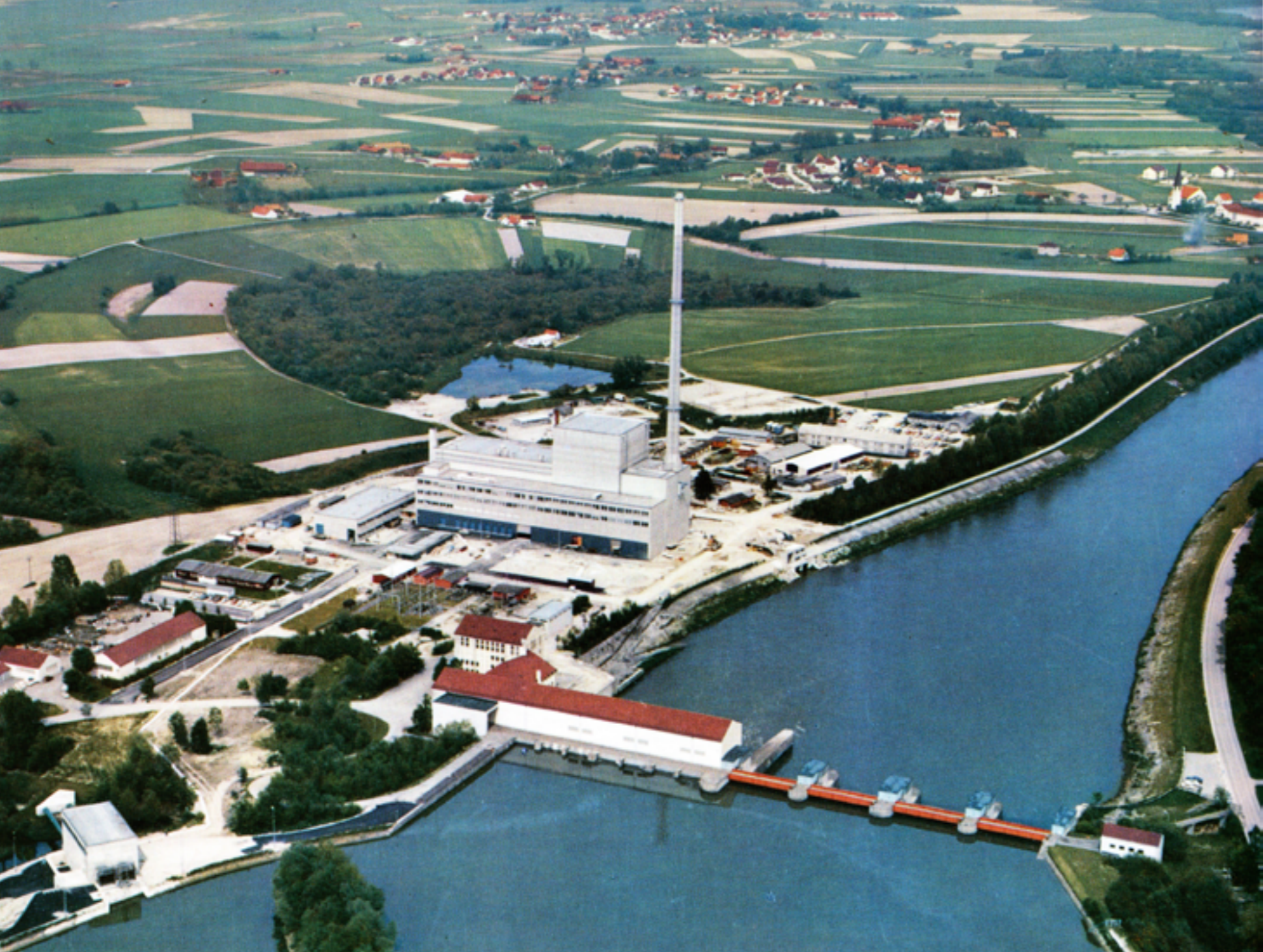
Brennelement-Wechselmaschine

Datenliste KNK I

Reaktortyp	Kompakter Natriumgekühlter Kernreaktor
Thermische Leistung	58 MW
Elektrische Bruttoleistung	21,35 MW
Elektrische Nettoleistung	17,75 MW
Druckgefäß-Innendurchmesser/-Höhe	1990/10155 mm
Core-Durchmesser/-Höhe	1175 mm/1050 mm
Betriebsdruck Primärkreis	max. 4,35 atü
Kühlmitteldurchsatz primär (Na)	2 x 434 t/h
Kühlmitteldurchsatz sekundär (Na)	2 x 352 t/h
Kühlmittel-Eintrittstemperatur primär	361 °C
Kühlmittel-Eintrittstemperatur sekundär	306 °C
Kühlmittel-Austrittstemperatur primär	551 °C
Kühlmittel-Austrittstemperatur sekundär	539 °C
Frischdampfmenge	2 x 43,5 t/h
Frischdampfzustand v. d. Turbine	505 °C, 80 ata
Anzahl der Regelstäbe	6 bewegliche, 8 festeingebaute Absorberstäbe
Corezusammensetzung:	
Brennstoff (UO ₂ -Pellets)	18,2 Vol %
Moderator (ZrH _{1,7})	42,8 Vol %
Kühlmittel (Na)	32,5 Vol %
Abdeckgas (Argon)	0,4 Vol %
Strukturmaterial (Stahl)	6,1 Vol %
Anzahl der Brennelemente	66
Anreicherung (U-235)	6,75 %
Hüllrohraußendurchmesser	9,5 mm
Wandstärke	0,3 mm
Hüllrohrwerkstoff	4961
Brennelementlänge	1965 mm
Mittl. Stableistung	180 W/cm
Mittl. Brennstoffbelastung	33 MW/t U
Mittl. therm. Neutronenfluß	3,38 x 10 ¹³ n/cm ² sec

Datenliste KNK II

Reaktortyp	Kompakter Natriumgekühlter Kernreaktor		
Thermische Leistung	58 MW		
Elektrische Bruttoleistung	21,35 MW		
Elektrische Nettoleistung	17,75 MW		
Druckgefäß-Innendurchmesser/-Höhe	1990/10155 mm		
Core-Durchmesser/-Höhe	824 mm/600 mm		
Betriebsdruck Primärkreis	4,35 atü		
Kühlmitteldurchsatz primär (Na)	2 x 434 t/h		
Kühlmitteldurchsatz sekundär (Na)	2 x 352/376 t/h		
Kühlmittel-Eintrittstemperatur primär	361 °C		
Kühlmittel-Eintrittstemperatur sekundär	306 °C		
Kühlmittel-Austrittstemperatur primär	551 °C		
Kühlmittel-Austrittstemperatur sekundär	539 °C		
Frischdampfmenge	2 x 43,5 t/h		
Frischdampfzustand v. d. Turbine	505 °C, 80 ata		
Anzahl der Reflektorelemente (Material)	24 (Stahl), 30 (Stahl/ZrH ₂)		
Anzahl der Stellstäbe	6		
Anzahl der Elemente der 2. Abschaltvorrichtung	2		
Brennstoffeinsatz	PuO ₂	Testzone	Treiberzone
	davon Pu	50 kg	0
	dav. spaltb. Pu	44 kg	0
	UO ₂	37 kg	0
	davon U	116 kg	526 kg
	dav. U-235	102 kg	464 kg
		72–92 kg	130–185 kg
	Testzonenelemente Zentral-/Testelem.	Treiberzonenelemente unmod. Elem./mod. Elem.	Brutenelemente
Anzahl der Brennelemente	7	6/16	5
Anzahl der Brennstäbe je Element	169/211	121/102	91
Brennstoff	PuO ₂ /UO ₂ -Pellets	UO ₂ -Pellets	UO ₂
Hüllrohraußendurchmesser	6 mm	8,2 mm	9,5 mm
Wandstärke	0,35 mm	0,47 mm	0,5 mm
Hüllrohrwerkstoff	4981	4981	4981
Brennelementlänge	2303/2253 mm	2141/2091 mm	2040 mm
Mittl. Leistungsdichte	175 MW/t S.M.	70 MW/t S.M.	
Mittl. schneller Neutronenfluß	2,6 x 10 ¹⁵ n/cm ² sec		



Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN)

Das KKN mit einem gasgekühlten Natururan-Druckröhrenreaktor mit konventionellen Dampfbedingungen wurde von der Siemens AG in Zusammenarbeit mit der Gesellschaft für die Entwicklung der Atomkraft in Bayern mbH (AKB) projektiert und von der Siemens AG im Auftrag der GfK und der Kernkraftwerk Niederaichbach GmbH auf dem Gelände der Bayernwerk AG (BAG) in Niederaichbach (Landkreis Landshut) errichtet.

Technische Schwierigkeiten bei der Herstellung der Komponenten, der Errichtung und der Inbetriebnahme der Anlage sowie Verzögerungen im Genehmigungsverfahren führten bisher zu einem Terminverzug von rd. 34 Monaten. Den wesentlichen Grund stellten dabei der Moderatortank hinsichtlich seiner Fertigung im Werk, seines Transportes zur Baustelle und seiner Montage im Reaktorgebäude einschließlich der An- und Einbauten, sowie in der letzten Zeit die Erfüllung von Genehmigungsaufgaben dar.

Die Errichtung der Anlage ist abgeschlossen. Die schrittweise Inbetriebnahme erfolgt in der zweiten Hälfte 1972, die Übernahme des Kernkraftwerkes ist Ende 1972/Anfang 1973 vorgesehen.

Die schnell fortschreitende Entwicklung großer Druckbehälter und Satteldampfturbinen für Kernkraftwerke mit LWR haben das erhoffte Potential dieses Reaktortyps deutlich verringert. Hinzu kommt, daß der Mangel eines geeigneten Hüllmaterials für Natururanbetrieb eine leichte Anreicherung des Brennstoffs erforderlich macht. Betriebswirtschaftliche Überlegungen haben jedoch gezeigt, daß über einen Zeitraum von rd. 17 Jahren unter Zugrundelegung marktgerechter Strompreise mit einem kostendeckenden Betrieb gerechnet und sogar ein beträchtlicher Teil der Anlagekosten abgeschrieben werden kann.

Diese Situation führte zu Verhandlungen über eine Neuregelung der Eigentums- und Beteiligungsverhältnisse zwischen den Geldgebern BRD und Freistaat Bayern sowie der Verträge (Grund-

vertrag Bund, Land, BAG, GfK; Betriebsführungsvertrag GfK – KKN-GmbH.; Stromlieferungsvertrag GfK – BAG; Grundstücksverträge GfK – BAG).

Gemäß dem Grundvertrag wird die GfK alleiniger Eigentümer der Anlage; Bund und Land werden das Betriebsrisiko je hälftig bis zu 50 Mio DM in Form von Betriebsmittelzuschüssen über die GfK übernehmen.

Da beim KKN mit einem ausgeglichenen Betriebsergebnis gerechnet werden kann und wegen der auch bei diesem Kraftwerkstyp anfallenden und vertretbaren Inbetriebnahme- und Betriebsenerfahrungen ist aufgrund der angestellten Kosten-Nutzen-Analysen unter Berücksichtigung der bereits getätigten Investitionen der Betrieb des KKN gerechtfertigt.



◀ Seitenansicht des KKN

Technische Beschreibung

Reaktor

Der Druckröhrenreaktor wird mit CO_2 gekühlt. Als Moderator und Reflektor dient D_2O . Den stehenden zylindrischen Moderator tank, an dessen beiden Stirnseiten die rd. 1 m hohen Neutronenschilde anschließen, durchdringen 351 in quadratischem Gitter angeordnete senkrechte Kühlkanäle aus Zirkonlegierungen. In radialer Richtung ist der Moderator tank vom thermischen Schild und der daran anschließenden Betonabschirmung umschlossen. Die Kühlkanäle bestehen aus einem im D_2O stehenden Druckrohr, das ein mit einer Isolierfolie umgebenes Isolierrohr enthält. Jeder Kühlkanal nimmt vier übereinanderstehende Brennelemente auf. Das Wechseln von Brennelementen ist während des Reaktorbetriebes möglich. Dazu stehen zwei gleiche Wechselmaschinen zur Verfügung.

Der Reaktor wird unter Verzicht auf Regelstäbe allein durch Veränderung des Moderatorspiegels geregelt und durch Ablassen des Modera-

tors abgeschaltet. Hierzu wird ein rasch veränderbares, mit der Wassersäule des Moderatortanks korrespondierendes Helium-Polster im Abblä tank verwendet.

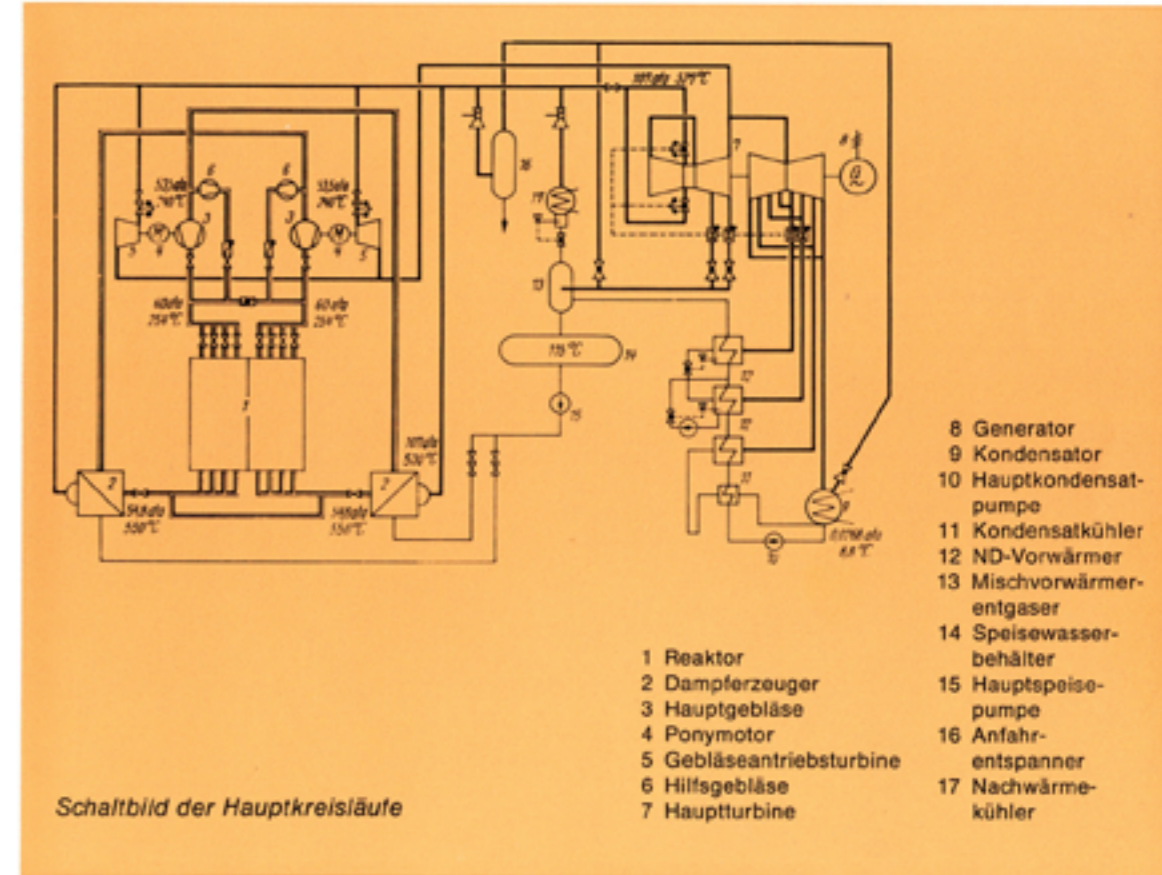
Kühlkreisläufe

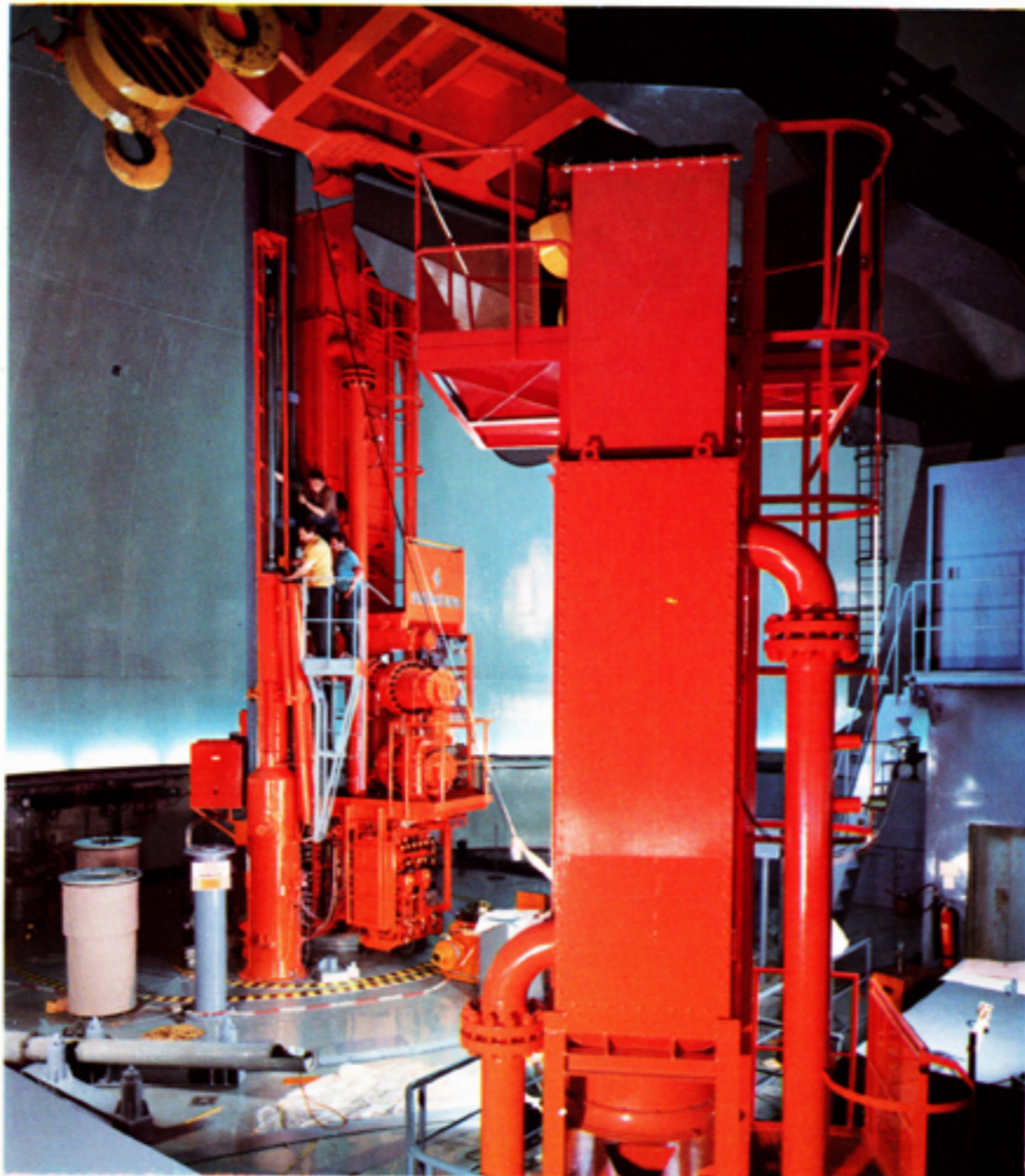
Der CO_2 -Kreislauf besteht aus zwei Strängen, die mit je einer Reaktorhälfte durch Überkreuzen der heißen Rohrleitungen in Reihe geschaltet sind. Die Haupt-Umwälzgebläse werden im Normalbetrieb durch Gegendruckdampfturbinen angetrieben. Bei Dampfausfall wird der Antrieb

der Gebläse von zwischen Turbine und Gebläse angeordneten Ponymotoren übernommen. Elektrisch angetriebene Hilfsgebläse stehen bei Ausfall der Hauptgebläse zur Verfügung.

Das CO_2 -Kühlgas strömt über ein Verteilersystem von oben nach unten durch die Kühlkanäle und gelangt über ein Sammelsystem in die beiden Dampferzeuger, wo es seine Wärme an den Dampfkreislauf abgibt.

Das Moderator- und Reflektor- D_2O wird von oben in den Moderator tank eingespeist und unten über Überlaufwehre abgezogen. Der Kreislauf schließt sich über Abblä tank und Moderator-kühler.





Brennelement-Lademaschine

Brennelemente

Das rd. 1 m lange Brennelement besteht aus einem Brennstabbandel mit 19 Brennstäben, das in dem dazugehörigen Graphitleitrohr nach unten hängend angeordnet ist. Die Brennstabhüllrohre bestehen aus rostfreiem Stahl.

Zur Kompensation der bei Lastabsenkung durch Zunahme der Xenonvergiftung entstehenden Reaktivitätsverluste befindet sich oberhalb des Kerns eine Spaltstoffzone mit Quellelementen.

Reaktorgebäude

Eine zylindrische Stahlhülle von 24 m Durchmesser und 43,5 m Höhe enthält den Druckröhrenreaktor mit der Lademaschine, den Hauptkühlkreislauf mit den beiden Dampferzeugern und den Hauptgebläsesätzen, den Moderatorkreislauf mit dem Moderatorablaßtank sowie die wichtigsten nuklearen Hilfsanlagen einschließlich Abschirmeinrichtungen. Sie ist von einem 0,75 m dicken und 42 m hohen äußeren Betonmantel mit quadratischem Grundriß umgeben. Vom obersten Flur an bis zur Grundplatte durchzieht das Reaktorgebäude vertikal eine starke Abschirmwand, hinter der sich außer dem Reaktor alle Anlagenteile des CO₂-Hauptkühlkreislaufes, des

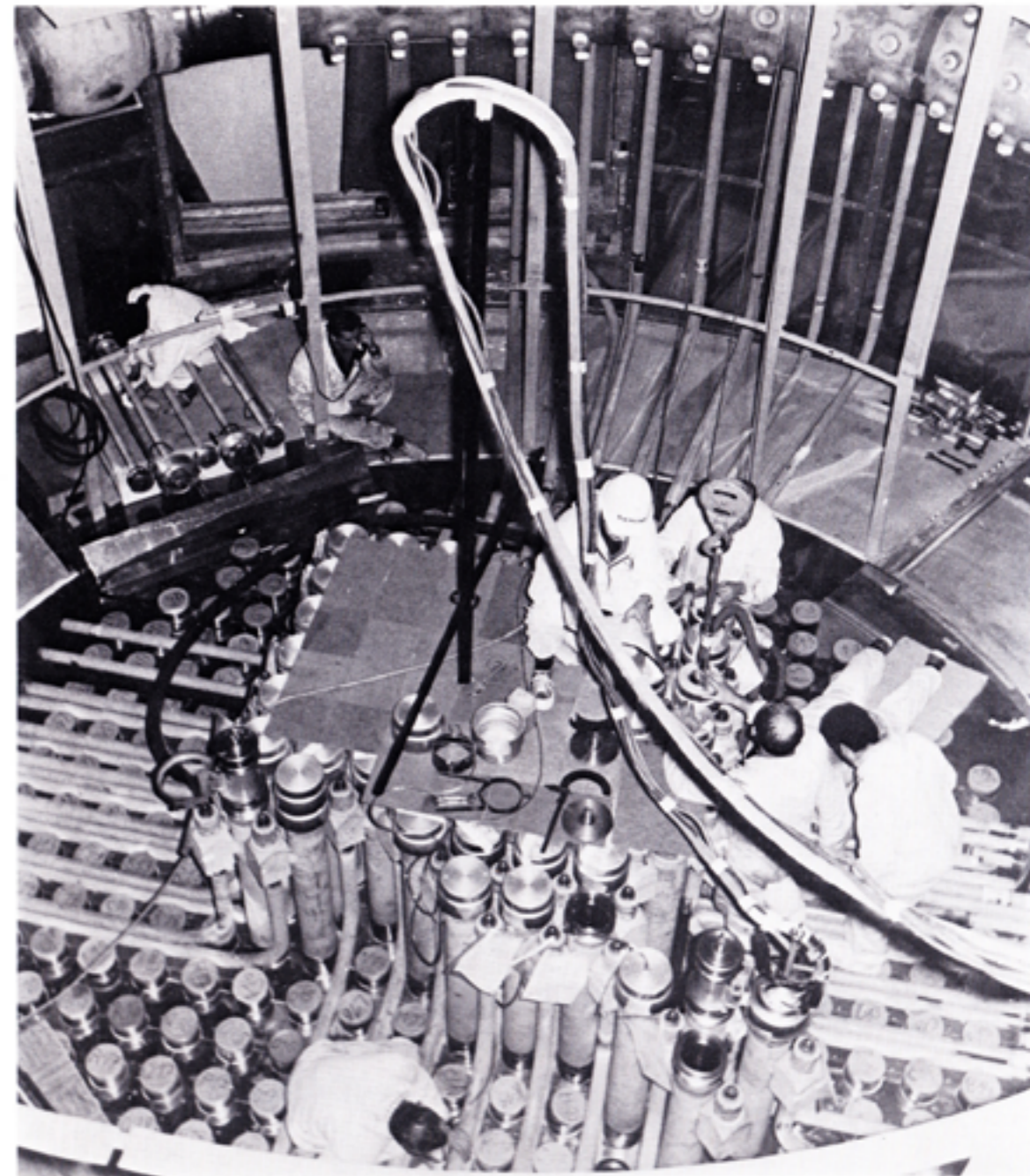
Moderatorkreislaufes sowie der CO₂-Reinigungsanlage befinden. Dieser Raum ist bei Reaktorbetrieb nicht zugänglich. Dagegen sind alle übrigen Räume ebenso wie der Reaktor-Bedienungsflur während des Betriebes begehbar.

Hilfskreisläufe und Nebenanlagen

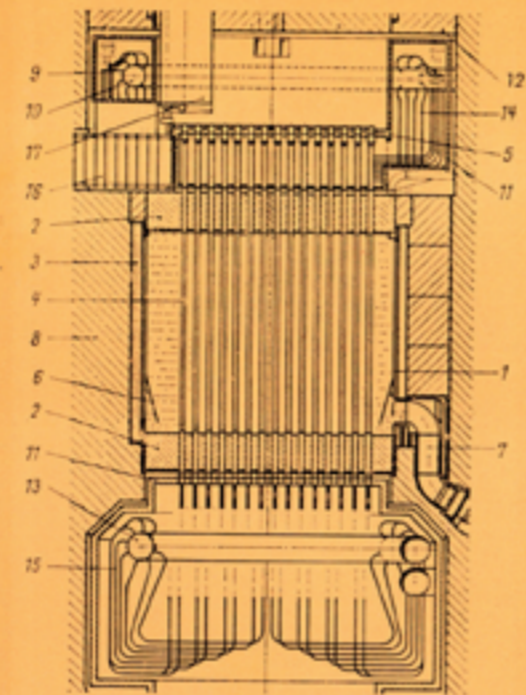
Zu den in einem Hilfsanlagengebäude untergebrachten Hilfskreisläufen gehört der CO₂-Reinigungskreislauf, der dem Kühlkreislauf kontinuierlich ca. 2 % des Kühlmittels zur Entfernung mechanischer Verunreinigungen entnimmt. Weitere Anlagen dienen der Reinigung des Inert-Heliums und des D₂O. An den Moderatorkreislauf ist eine Anlage zur Aufkonzentration von D₂O angeschlossen. Leichtwasserkreisläufe besorgen die Kühlung der Neutronenschilde und anderer Anlagenteile.

Dampfkraftanlage

Eine zweigehäusige Kondensationsturbine, bestehend aus einem Hochdruckteil und einem zweiflutigen Niederdruckteil, treibt den Drehstromgenerator mit einer Leistung von 125 MVA an. Die Nutzleistung des Kraftwerkes wird über die 110 kV-Freileitung an das Bayernwerk abgegeben.

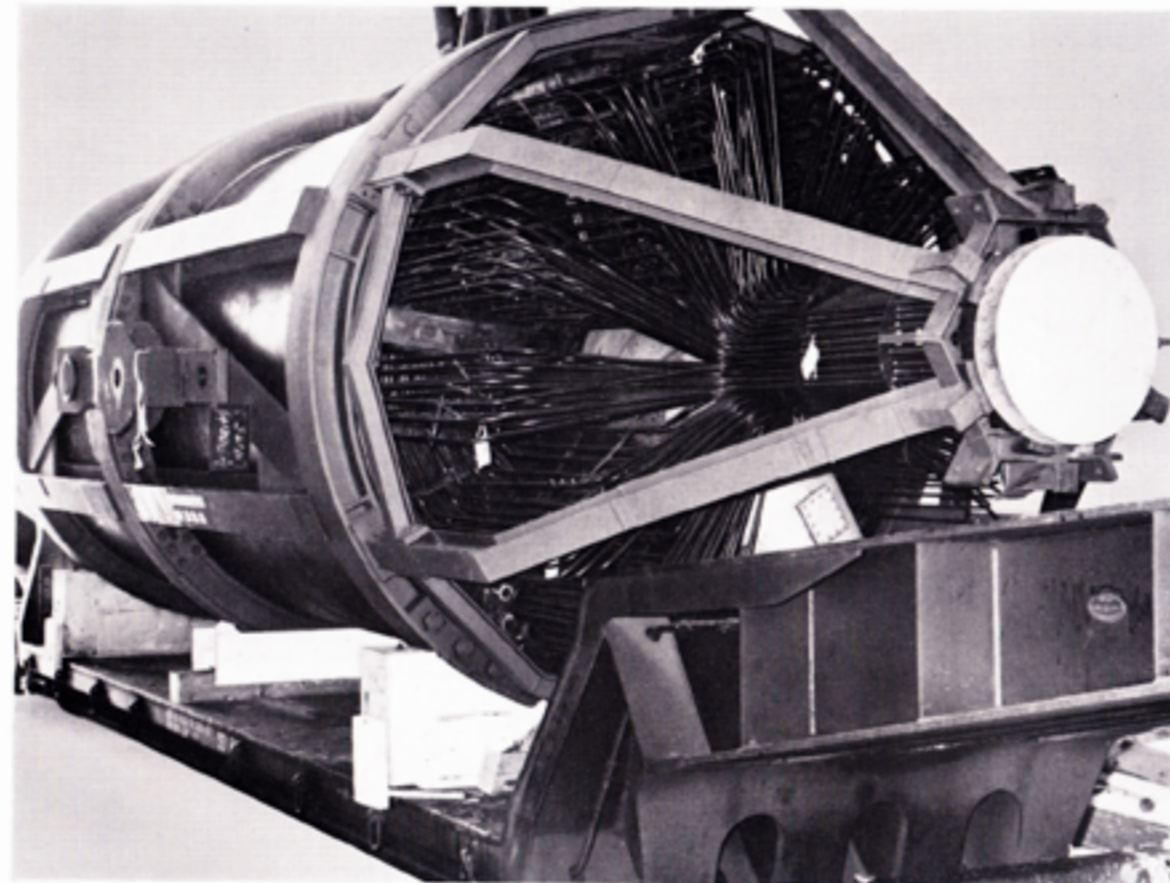


Moderatorbehälter, oberes Neutronenschild und Schweißmaschine



- | | |
|--------------------------|--------------------------|
| 1 Moderator tank | 11 Sammelraum-isolierung |
| 2 Neutronenschild | 12 Strangventile |
| 3 Thermischer Schild | 13 Kalter Sammler |
| 4 Kühlkanal | 14 Zuführer |
| 5 Kühlkanal-verschluß | 15 Abführer |
| 6 Überlaufwehr | 16 Brennelement-schleuse |
| 7 Ablaßrohr | 17 Lademaschine |
| 8 Betonabschirmung | |
| 9 Sammelraum-abschirmung | |
| 10 Warmer Sammler | |

Reaktor (Längsschnitt)



Datenliste KKN

Reaktortyp	CO ₂ -gasegekühlter, schwerwassermoderierter Druckröhrenreaktor	
Thermische Leistung	320,6 MW	
Elektrische Bruttoleistung	106,4 MW	
Elektrische Nettoleistung	100,4 MW	
Moderatortank-Innendurchm./-Höhe	6140 / 5240 mm	
Druckrohr:		
Material	Zircaloy 2	
Länge	5260 mm	
Innendurchmesser	1194 mm	
Wandstärke	2,75 mm	
Betriebsdruck Primärkreis	60 ata	
Kühlmitteldurchsatz (CO ₂)	3040 t/h	
Kühlmittel-Eintrittstemperatur	247 °C	
Kühlmittel-Austrittstemperatur	550 °C	
Moderatormenge (D ₂ O) im Primärsystem	177,5 t	
Frischdampfmenge	377 t/h	
Frischdampfzustand v. d. Turbine	530 °C, 107 ata	
	Normalelemente	Quellelemente
Anzahl der Brennelemente	1404	120
Brennstoffeinsatz (UO ₂)	46,5 t	0,528 t
Anreicherung (U-235)	bis 1,15 ‰	4 ‰
Hüllrohraußendurchmesser	15 mm	10,8 mm
Wandstärke	0,25 mm	0,4 mm
Hüllrohrwerkstoff	4961	4961
Brennelementlänge	1075 mm	175 mm
Mittl. Stableistung	110 W/cm	
Mittl. Brennstoffbelastung	7,3 MW/tU	
Mittl. therm. Neutronenfluß	2,86 x 10 ¹³ n/cm ² sec	



Wiederaufarbeitungs- anlage Karlsruhe (WAK)

Zweck der Errichtung und des Betriebes der WAK ist die Sammlung von Erfahrungen für Planung, Bau und Betrieb von Wiederaufarbeitungsanlagen und die Weiterentwicklung erprobter Aufbereitungsverfahren im Hinblick auf die spätere Errichtung einer kommerziellen Großanlage.

Im Gegensatz zu den vier Versuchskraftwerken wurde die WAK nicht von einem Generalunternehmer entwickelt und schlüsselfertig erstellt, sondern von der Ingenieurgemeinschaft Kernverfahrenstechnik (IGK), ein Zusammenschluß von Uhde – Leybold – Lurgi, als Generalingenieur in enger Zusammenarbeit mit dem späteren Betreiber, Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH (GWK), projektiert, von der GfK termingerecht und unter Einhaltung des Finanzplanes errichtet und von der GWK in Betrieb genommen. Insbesondere bei den Inbetriebnahmeversuchen und der „heißen“ Inbetriebnahme kam es durch zu erwartende technische Schwierigkeiten und erforderliche Änderungen zu Verzögerungen von rund 8 Monaten gegenüber den ursprünglichen Planvorstellungen.

Auch beim gegenwärtig durchgeführten Aufarbeitungsbetrieb von LWR-Brennelementen mit relativ hohem Abbrand lassen zahlreiche technische Schwierigkeiten noch nicht den erwarteten Durchsatz der Anlage erreichen.

Die zahlreichen technischen Schwierigkeiten und der mit ihrer Behebung verbundene Erfahrungsgewinn rechtfertigen bereits heute die Entscheidung zur Errichtung und zum Betrieb der WAK. Trotz der im Ausland vorhandenen Erfahrungen auf diesem „erprobten“ technologischen Gebiet zeigt sich heute deutlich, daß der Bau einer Großanlage ohne den Vorlauf und den Erfahrungsgewinn der WAK zu außerordentlich großen technischen und finanziellen Risiken geführt hätte.

Das für die nächsten Jahre angestrebte Betriebsphasenprogramm für die WAK sieht nach einem etwa 2jährigen Dauerbetrieb zur Erarbei-

tung industrieller Betriebserfahrungen eine Anpassung der Anlage an die heute zu erwartenden, von der ursprünglichen Auslegung der WAK abweichenden Werte für aufzuarbeitende Brennstoffe sowie eine Durchsatzsteigerung und verbesserte Instrumentierung vor. Anschließend ist die Umstellung der Anlage für die Aufarbeitung von Brennelementen fortgeschrittener Reaktorkonzepte, z. B. vom Typ HTR oder SNR, geplant. Im Rahmen eines parallel zur Inbetriebnahme und zum Betrieb der WAK laufenden Entwicklungsprogramms für Brennstoffaufarbeitung und Abfallbehandlung (EBA) werden die wesentlichen Voraussetzungen für eine Leistungssteigerung und notwendige Ergänzungen der WAK geschaffen sowie die Vorbereitungen für eine Anfang der 80iger Jahre geplante Großanlage getroffen. Dieses Programm, mit einem Finanzvolumen von rund 79 Mio DM und einer Laufzeit bis zunächst 1979, umfaßt im wesentlichen die Durchsatzsteigerung, betriebsverbessernde Ergänzungen und Erweiterungen, die Errichtung einer Anlage zur Lagerung, Verdampfung und Verglasung hochaktiver Abfälle (LAVA/VERA) sowie die Umstellung der WAK auf die Aufarbeitung von Schnellbrüterbrennelementen oder Thoriumreaktorbrennelementen. Die Durchführung dieser Arbeiten erfolgt wie bei der Errichtung der WAK aufgrund von Ingenieurverträgen mit den Firmen Uhde/Lurgi unter Beteiligung der GWK und Instituten der GfK.



Technische Beschreibung

Verfahren

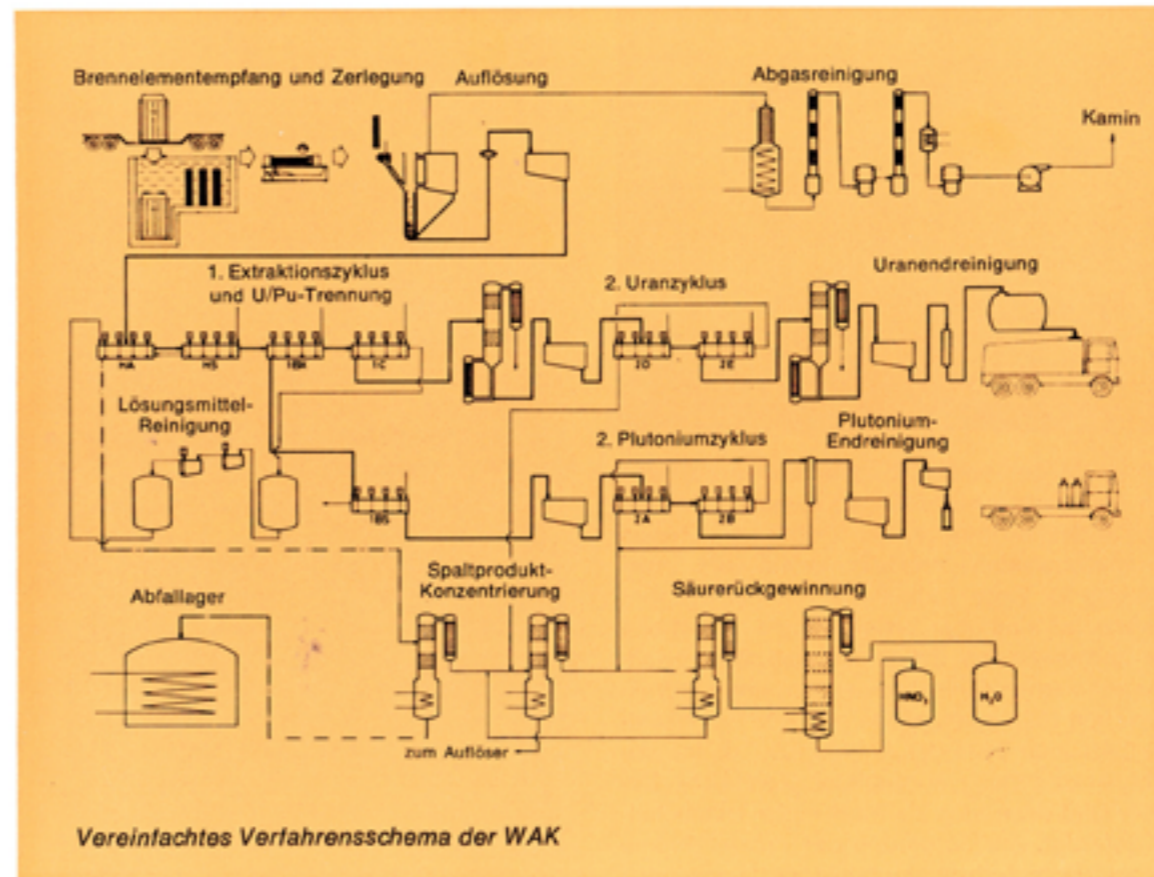
Die Anlage arbeitet nach dem Verfahren der Lösungsmittel-Extraktion, verbunden mit dem chop-leach-Verfahren für den Aufschluß der Brennelemente.

Nach einer Kühlzeit von ca. 150 Tagen werden die bestrahlten Brennelemente in ihre Einzelstäbe zerlegt und danach in etwa 3 bis 5 cm lange Stücke geschnitten. In einem Lösekessel erfolgt mittels Salpetersäure die Herauslösung des Uranoxids. Die dabei entstehende Uranyl-nitrat-Lösung wird anschließend auf Extraktionsbedingungen eingestellt. Die ausgelaugten Hüllen werden als fester radioaktiver Abfall aus der Anlage ausgeschleust.

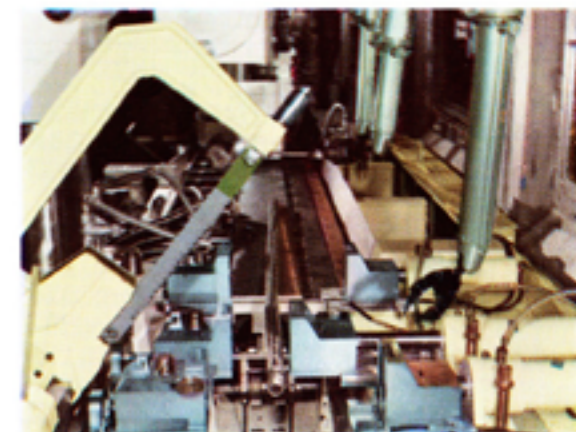
Die Trennung von Uran, Plutonium und Spaltprodukten erfolgt mit einem Lösungsmittel aus 30% Tributylphosphat in n-Dodekan, in Mischabsetzern bzw. Zentrifugalextraktoren. Ein erster Extraktionszyklus dient der Abtrennung des überwiegenden Anteils der Spaltprodukte sowie der Trennung des Urans vom Plutonium, die anschließend in je einem weiteren Extraktionszyklus weiter dekontaminiert und schließlich über Silicagel bzw. Anionenaustauscher nachgereinigt werden. Die Endprodukte werden als Uranyl-nitrat und Plutoniumnitrat bereitgestellt. In einem

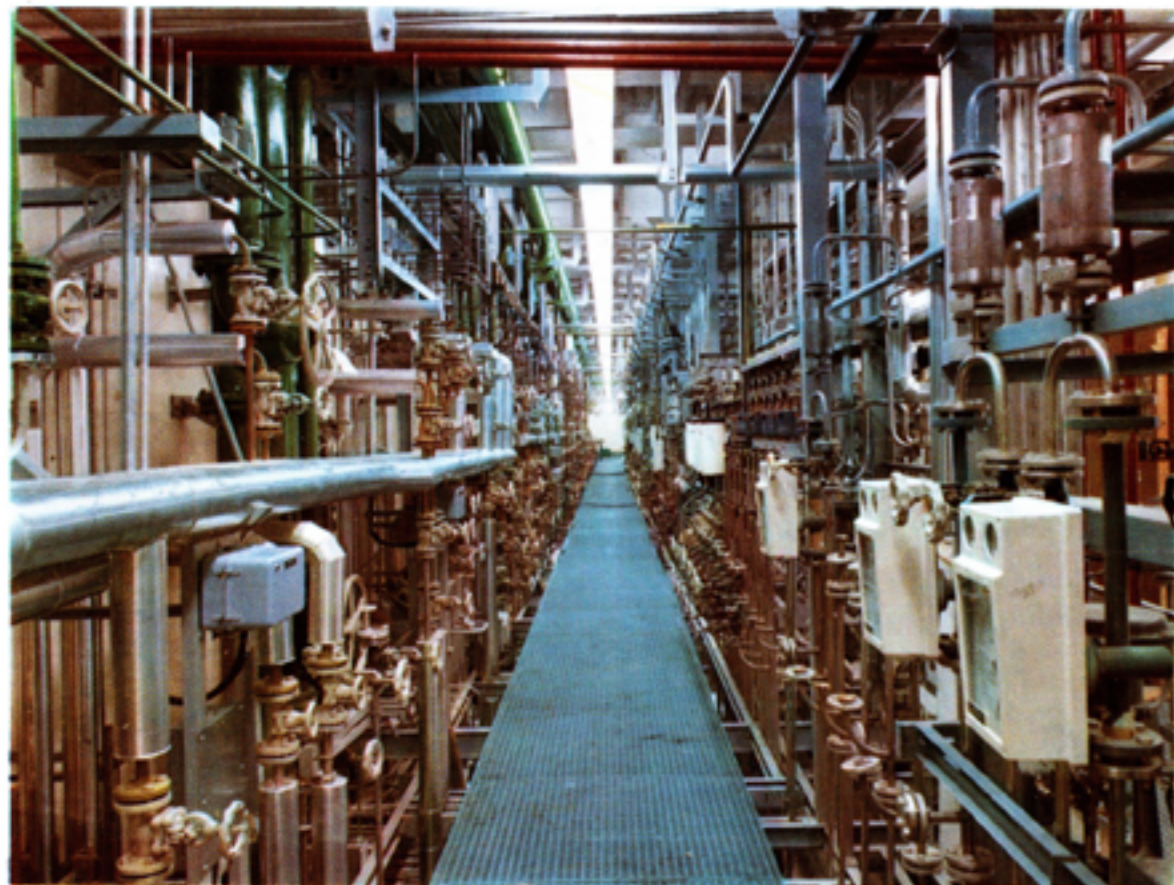
weiteren Extraktionszyklus wird das bei der Bestrahlung von U-235 und U-238 entstehende Neptunium-237 isoliert, das als Zwischenprodukt zur Erzeugung von Pu-238 verwendet wird. Die Spaltprodukte aus dem ersten Extraktionszyklus werden im flüssigen Abfall bis auf ca. 4000 Ci/l konzentriert und in gekühlten Behältern zwischengelagert. Die Spaltprodukte sollen später in Borosilikatglas eingeschmolzen und zur Lagerung in das Salzbergwerk Asse II bei Wolfenbüttel überführt werden. Im Prozeß verwendete Säuren und Lösungsmittel werden über eine Säurerückgewinnung bzw. Lösungsmittelreinigung dem Prozeß wieder zugeführt.

Zelle I mit Zerlegemaschine und Chopper



Vereinfachtes Verfahrensschema der WAK





Bauliche Anordnung und Prozeßanlage

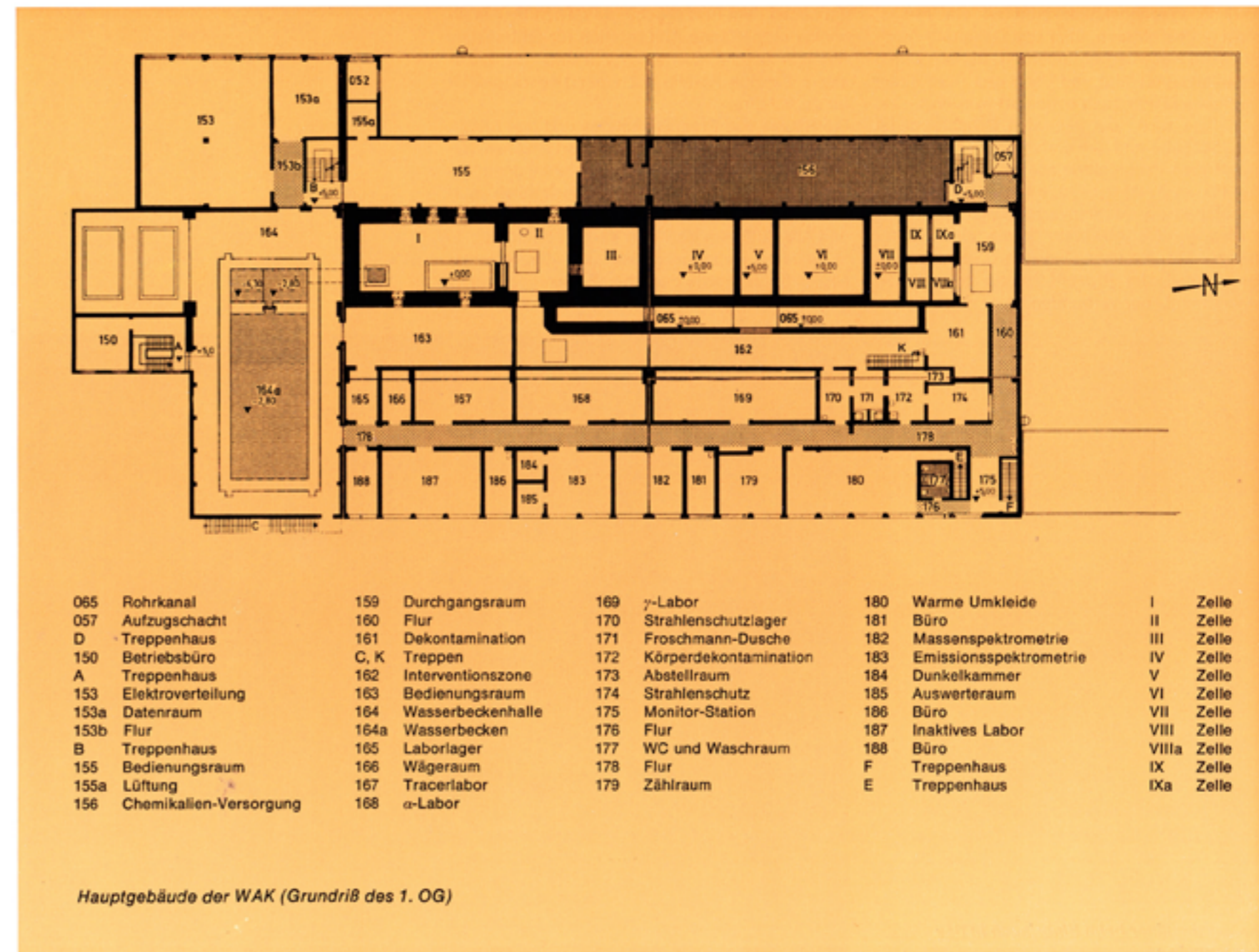
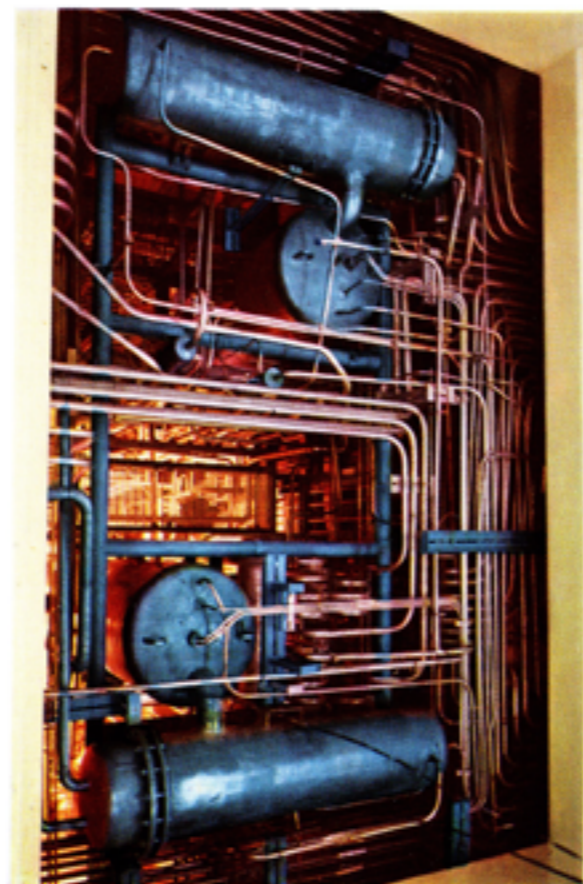
Die Prozeßanlage ist in einem Gebäudeblock zusammengefaßt, der in seiner räumlichen Gliederung dem Prozeßverlauf in Gebäude-Längsachse folgt.

An die Einrichtungen für den Empfang der angelieferten Brennelemente im südlichen Teil schließt sich das doppelwandige Lagerbecken für Brennelemente an. Es folgt in nördlicher Richtung ein Zellentrakt aus insgesamt 11 Zellen mit Wanddicken bis zu 1,75 m, dem an einer Seite parallel verlaufend ein Rohrkanal angegliedert ist.

In den beiden Eingangszellen befinden sich eine fernbediente Zerlegemaschine für bestrahlte Brennelemente, der Zerhacker mit dem darunterliegenden Auflöser sowie die Ausschleuse für feste, radioaktive Abfälle. Die Eingangszellen sind über Bleiglasfenster einsehbar. Die nachfolgenden Zellen nehmen die verfahrenstechnischen Einheiten der einzelnen Extraktions- und Reinigungszyklen auf. Alle Spaltmaterial führenden Teile der Anlage sind als kritisch sichere Anordnung ausgebildet. Zahlreiche Behälter sind deswegen als Flach- oder Ringbehälter gefertigt. Zur Förderung der Prozeß-Ströme werden Dampf- bzw. Luftjektoren verwendet.

Blick in die Ventilgalerie

Einblick in die Zelle III durch Deckenluke



Sämtliche Prozeßbehälter sind an ein Abgas-system angeschlossen, über das Gase und Aero-sole einem Naßwäscher zugeführt, danach durch Absolutfilter gereinigt und dann erst über einen 60 m hohen Schornstein abgeführt werden. Die Anlage wird vom zentralen Schaltraum im Prozeßgebäude und der entlang dem Zellentrakt verlaufenden Ventilgalerie aus gesteuert. Ebenfalls im Prozeßgebäude befinden sich u. a. die Anlagen zur Medienversorgung, die Tanks für niedrigaktive Abwässer sowie eine Probe-nahmegalerie, die über eine Rohrpostanlage mit dem ebenfalls im Prozeßgebäude befindlichen analytischen Labor verbunden ist.

Ein neben dem Prozeßgebäude stehender Abfall-bunker enthält eine Abfüllstation für mittelaktive flüssige Abfälle sowie zwei Tanks für hoch-aktive flüssige Abfälle mit einer Lagerkapazität für ca. 3 Jahre.

Die Räume des Prozeßgebäudes und des Abfall-bunkers sind gestaffelten Unterdruckzonen zu-geordnet, die mit steigendem Kontaminations-potential zunehmende Luftwechselzahlen auf-weisen. Die Abluft wird nach Durchlauf von Vor-und Absolutfiltern über den Kamin abgeführt. In weiteren Nebengebäuden sind Versorgungs-einrichtungen sowie das Chemikalienlager unter-gebracht.



Transportbehälter beim Einbringen in das Entladebecken

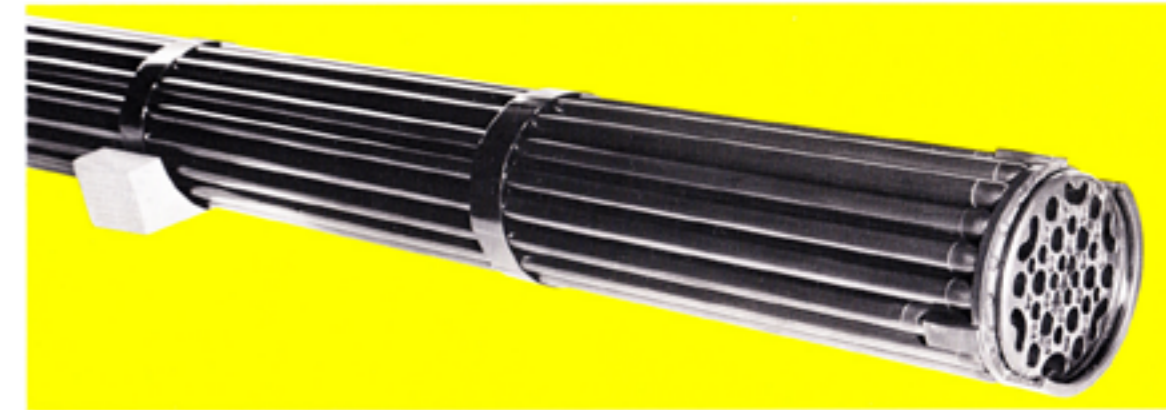
Lager für bestrahlte Brennelemente
(Längsansicht in Höhe der Brücke)



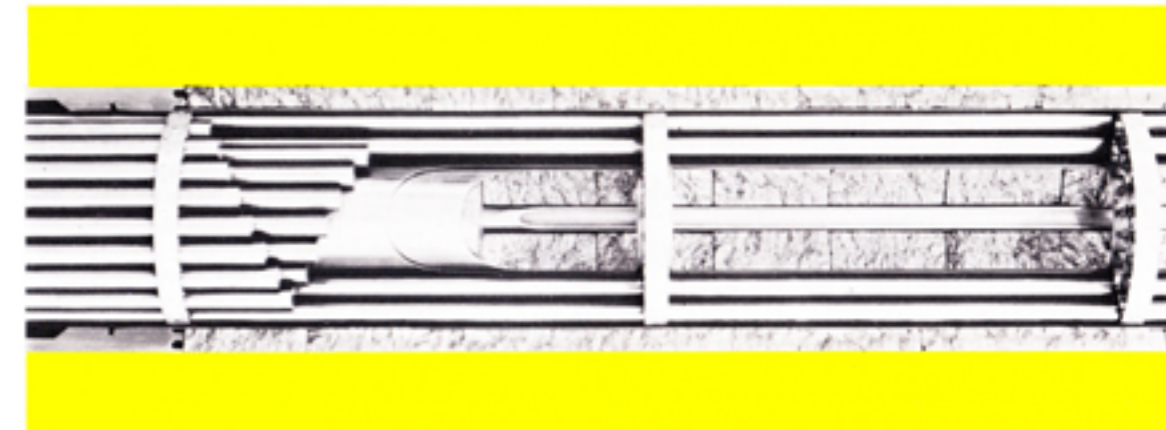
Verfahren	chop-leach-Verfahren für Aufschluß der Brennelemente Zweizyklischer PUREX-Prozeß mit 30 % TBP in n-Dodekan für Dekontamination und U/Pu-Trennung Silicagel-Reinigung für U-Endreinigung Anionenaustausch für Pu-Endreinigung Anionenaustausch für Neptuniumabtrennung
Extraktoren Anlagenkapazität Brennstoff	Mischabsetzer, Zentrifugalextraktoren 200 kg UO ₂ /d bei 200 Betriebstagen/a UO ₂ in Hüllen aus Edelstahl oder Zirkonlegierungen
Anreicherung	ca. 3 % U-235, bezogen auf die Anfangsanreicherung
Abbrand	20 000 MWd/t U, die Verarbeitung höher abgebrannter BE bis 30 000 MWd/t U wird angestrebt
Endprodukte	Uranylнитrat-Lösung Plutoniumnitrat-Lösung Neptuniumoxid

Brennstoffkreislauf

Ansicht eines Brennelementendes mit Stabhalteplatte und Kupplung (MZFR)



Schnitt durch ein Brennelement der KNK mit Zirkohydrid-Moderator



Die Betreuung von vier unterschiedlichen Kernkraftwerken und einer Wiederaufarbeitungsanlage bringt eine Reihe von Problemen und interessanten Aufgaben auf dem Gebiete des Brennstoffkreislaufs mit sich. Die Reaktoren werden mit unterschiedlicher Anreicherung betrieben: Natururan (MZFR), schwachangereichertem Uran (MZFR, KKN), 3 % Anreicherung (HDR), 6 % Anreicherung (KNK I), bis schließlich zu mittel- (33 bis 45 % U-235) und hochangereichertem (93 % U-235) Uran beim zweiten Kern der KNK (KNK II), bei dem außerdem Plutonium zum Einsatz kommt. Insgesamt wurden für den Brennstoffeinsatz bei den Reaktoren bisher rd. 120 Mio DM auf-

gewandt. Als Nachlademengen sind in Zukunft jährlich für den MZFR etwa ein Kern, für HDR, KKN und KNK jeweils etwa 25 bis 30 % eines Kerns vorgesehen. Damit sind für die Brennstoffversorgung der Versuchsanlagen – ohne Versuchs- und Prototypbrennelemente – Aufwendungen in Höhe von etwa 25 Mio DM pro Jahr erforderlich. Von den Versuchsanlagen stehen seit 1970 die ersten abgebrannten Brennelemente aus dem MZFR zur Wiederaufarbeitung bereit. Alle Brennelemente sollen in den nächsten Jahren – soweit es wirtschaftlich sinnvoll ist – in der WAK oder ggf. einer anderen Wiederaufarbeitungsanlage aufgearbeitet und das

wiedergewonnene Material (Uranylinitrat, Plutonium) in den eigenen Anlagen rezykliert oder für fremde Anlagen verwendet werden. Für den äußeren Brennstoffkreislauf ergibt sich die Notwendigkeit, bei Beschaffung von Ausgangsmaterialien (Uran, Plutonium), der Konversion von U_3O_8 zu UF_6 und Pu zu PuO_2 , der Anreicherung des natürlichen UF_6 , der Wiederaufarbeitung von Uran- und Pu-haltigen Brennelementen, der Wiederverwendung von aufgearbeitetem Material zwischen den fünf Projekten zu koordinieren, um eine optimale Wirtschaftlichkeit und Wiedereinsatzmöglichkeit bei den eigenen oder anderen Kernkraftwerken zu erlangen.

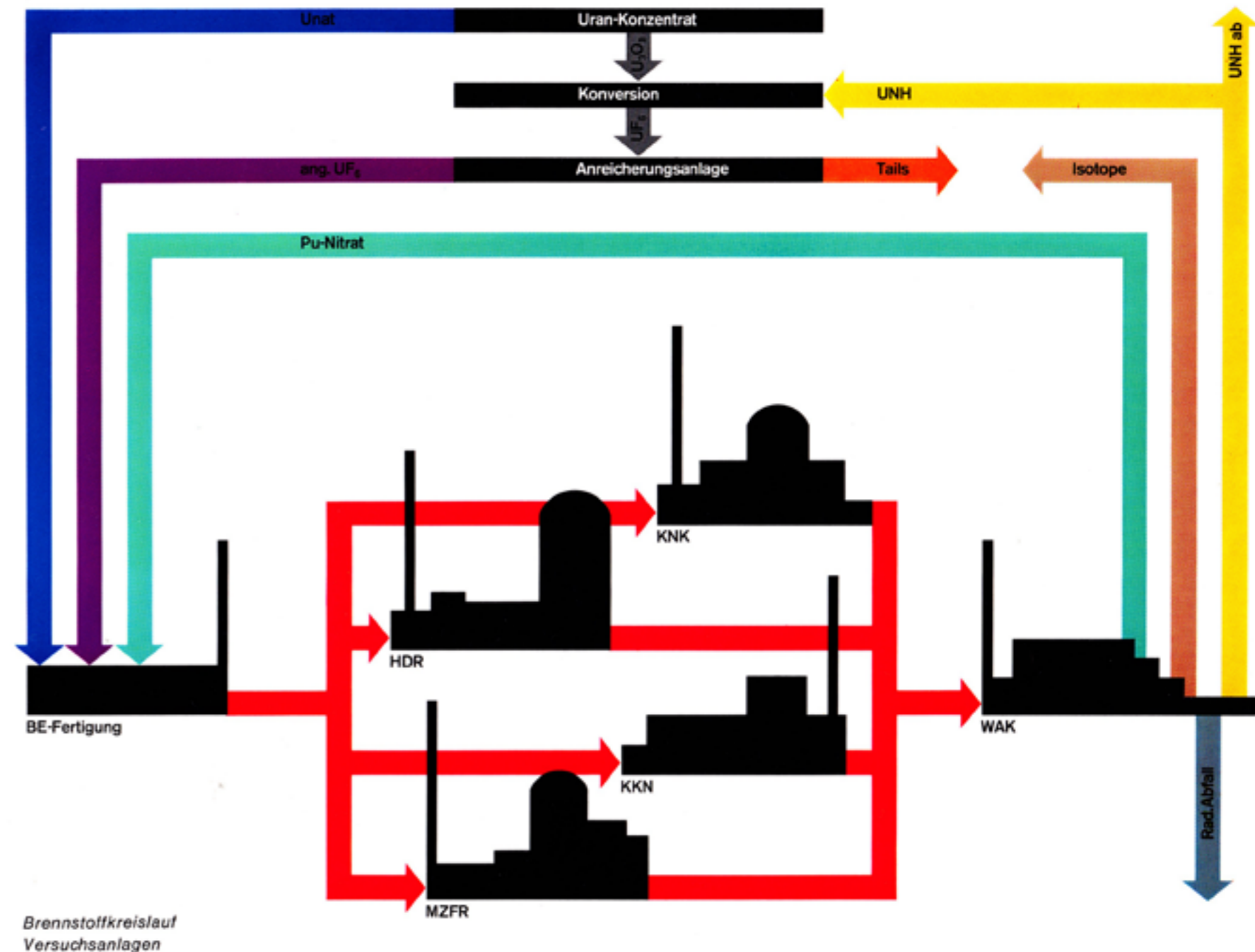
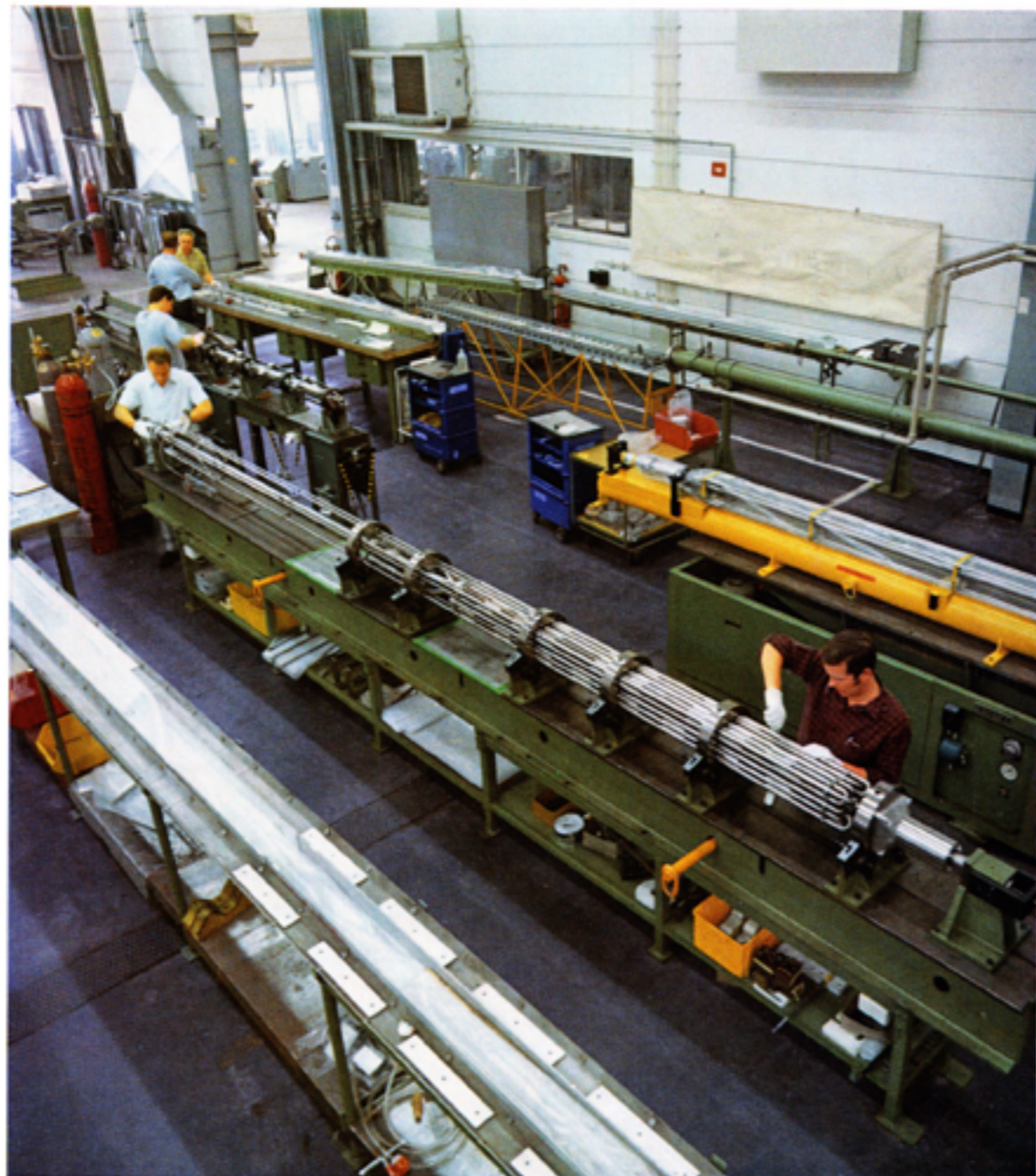
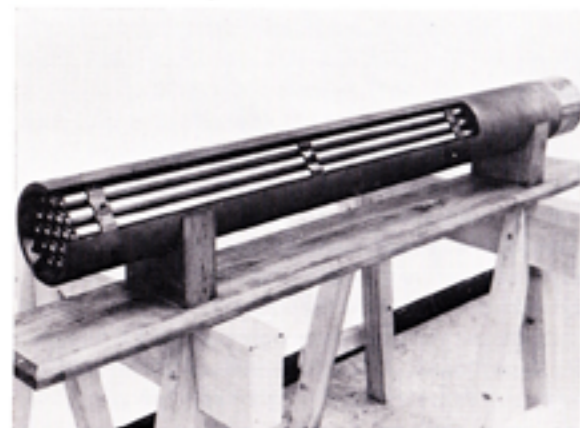
Montage der HDR-Brennelemente

Weitere Aufgaben werden durch die wirtschaftliche und vertragliche Abwicklung von Brennelementkäufen, Transport- und Lagerproblemen, der Verwendung der bei der Wiederaufarbeitung anfallenden Transplutoniumelemente sowie durch die Abfallbeseitigung gestellt.

Beim inneren Brennstoffkreislauf der Versuchsanlagen stehen die Bemühungen um Senkung der Brennstoffkosten der einzelnen Anlagen durch Vereinfachung der Brennelemente und Erhöhung des Abbrandes im Vordergrund.

Bei der Durchführung dieser wegen der verschiedenartigsten Konzeption der einzelnen Versuchskernkraftwerke im Verbund mit der WAK sehr umfangreichen und für den Erfahrungsgewinn wichtigen Aufgaben ist die Industrie maßgebend mit eingeschaltet. Mit zwei Ingenieurfirmen besteht ein entsprechender Rahmenvertrag; darüber hinaus wird die Industrie laufend mit der Lösung von Teilproblemen des inneren und äußeren Brennstoffkreislaufs der Versuchsanlagen beauftragt.

KKN-Brennelemente (teilweise geöffnet)



Ausblick

Kerntechnische Versuchsanlagen sind kompliziert und relativ kostspielig. Sie können definitionsgemäß technisch noch nicht ausgereift und damit nicht industriereif sein und sind somit nicht grundsätzlich von Erfolg begleitet. Sie müssen aus technischen und sicherheitstechnischen Gründen großzügiger, flexibler und damit meist unwirtschaftlich ausgelegt werden. Der Betrieb ist – auch bei Nichtberücksichtigung der Investitionen – schon wegen der Größenordnung der Anlagen meist unwirtschaftlich, d. h. er erfordert laufende Betriebskostenzuschüsse.

Kerntechnische Versuchsanlagen werden errichtet und betrieben, um für eine bestimmte Entwicklungsrichtung über die theoretisch oder im Labormaßstab zu erreichenden Kenntnisse hinaus Erfahrungen zu sammeln, die dann wieder eine genauere Aussage über die technischen und wirtschaftlichen Aussichten der vorgesehenen Entwicklung erlauben. Derartige Erfahrungen sind zwar – auch im Falle einer negativen Aussage – von beachtlichem Wert, jedoch schwer quantifizierbar. Dies gilt insbesondere für die anfallenden, allgemein verwendbaren Erfahrungen und in starkem Maße bei der Einstellung einer Entwicklungsrichtung.

Im Zuge der ständig fortschreitenden kerntechnischen Entwicklung ist es notwendig, die Zielsetzung und Aufgabenstellung von Versuchsanlagen in bestimmten Zeitabschnitten zu überdenken und deren Weiterführung kritischen Kosten-Nutzen-Analysen zu unterziehen.

Aus diesen Untersuchungen werden die Entscheidungen über die Art der Weiterführung des jeweiligen Projektes oder seiner Einstellung abgeleitet. Auch diese Entscheidungen werden in bestimmten Zeitabständen erneut einer Überprüfung bedürfen, sofern die zuvor getroffenen Entscheidungen überhaupt reversibel sind oder Änderungen erlauben.

Eine solche Überprüfung hat bei den in dieser Broschüre beschriebenen Versuchsanlagen durch Memoranden der GfK und durch ad hoc-Aus-

schuß-Empfehlungen im Rahmen des BMBW-Beratungswesens stattgefunden. Memoranden und ad hoc-Ausschuß-Empfehlungen geben ein umfassendes Meinungsbild aller Beteiligten (herstellende Industrie, Betreiberindustrie, Sachverständige aus Wissenschaft und Forschung, unabhängige Ingenieurfirma und GfK als Eigentümer) wieder. Aufgrund dieser Untersuchungen haben sich die Zielsetzung und die sich abzeichnenden Aktivitäten, die in den Zeitraum des 4. Atomprogramms fallen werden, für die Versuchsanlagen der GfK wie folgt herauskristallisiert:

MZFR:

Betrieb als Kraftwerk unter Ausnutzung der Bestrahlungsmöglichkeiten auf Normalpositionen und unter Verzicht auf den Einbau von Versuchskreisläufen mit dem Ziel optimaler Ausnutzung und größter Wirtschaftlichkeit, insbesondere durch Übergang auf Verwendung angereicherter Brennstoffs und Ausnutzung der vorhandenen Leistungsreserven. Schaffung der Voraussetzungen für die Überführung in den EVU-Verbundbetrieb nach energiewirtschaftlichen Gesichtspunkten. Erfahrungsgewinn im Dauerbetriebsverhalten für das Betriebspersonal, für den Anlagentyp und seine einzelnen Komponenten.

HDR:

Da der HDR als eigene Reaktorlinie an Bedeutung verloren hat, Umbau in einen Leichtwasser-Testreaktor (LWTR), insbesondere zur Nutzung für die Brennelement-Entwicklung für Siedewasser-Reaktoren und die Kernkraftwerkskomponenten-Entwicklung für Leichtwasser-Reaktoren; Überbrückung der Übergangsphase bis zur Fertigstellung des Umbaus möglicherweise durch den Betrieb mit einem verkleinerten HDR-Kern bei reduzierter Leistung und vermindertem Druck.

KNK:

Betrieb der KNK mit einem thermischen Kern

(KNK I). Umbau der KNK I zu KNK II, Betrieb der KNK mit einem Schnellen Kern (KNK II), Nutzung von KNK für die Durchführung umfangreicher Versuchsprogramme im Hinblick auf die Schnellbrüterentwicklung, insbesondere für den SNR 300. In erster Stufe Erprobung der Natriumtechnologie im Kraftwerksbetrieb, in zweiter Stufe Schaffung eines Testbetts für die Erprobung und Weiterentwicklung von Schnellbrüter-Brennelementen.

KKN:

Kernkraftwerksbetrieb über zunächst 17 Jahre im Rahmen der vorgesehenen Risikobeteiligung von Bund und Freistaat Bayern; Betrieb mit dem ausschließlichen Ziel optimaler Ausnutzung und größter Wirtschaftlichkeit, insbesondere durch Optimierung des Brennelemente-Konzepts. Erfahrungsgewinn im Hinblick auf das Betriebsverhalten der Anlage und der einzelnen Komponenten sowie für das Betriebspersonal.

WAK:

Zunächst 2- bis 3jähriger Dauerbetrieb zur Sammlung von Betriebserfahrungen und zur Ausbildung von Personal. Verwendung der gewonnenen Betriebserfahrungen zusammen mit den im Rahmen des Entwicklungsprogramms Brennstoffaufarbeitung und Abfallbehandlung (EBA), insbesondere auf dem Gebiet Leistungssteigerung erarbeiteten Ergebnissen zur Verbesserung und Ergänzung der bzw. zur Erprobung in der WAK im Hinblick auf Anwendung bei einer wirtschaftlich arbeitenden großen Wiederaufarbeitungsanlage Anfang der 80er Jahre. Errichtung und Betrieb von LAVA/VERA, einer Erweiterung der Lager- und Verdampferanlage sowie Errichtung einer Anlage zur Verglasung des hochaktiven flüssigen Abfalls. Darüber hinaus Vorbereitung der WAK für die Aufarbeitung von Hochtemperaturreaktor-Brennelementen oder von Brüterbrennstoffen.

Die zur Erreichung der vorgenannten Ziele bei

den fünf Versuchsanlagen erforderlichen Mittel für den Zeitraum des 4. Atomprogramms (1973 bis 1977) belaufen sich auf rd. 400 bis 500 Mio DM Investitions- und Betriebsmittel. Diese Mittel fließen zum weitaus größten Teil in die Anlagen KNK, WAK und LWTR und dienen damit der Entwicklung auf den Gebieten des Schnellen Brütters, der großen Wiederaufarbeitungsanlage und der kommerziellen Energieerzeugung in Kernkraftwerken mit LWR. Gerade auf diesen Gebieten werden jedoch in der BRD in den nächsten Dekaden von Bund und Privatwirtschaft um etwa zwei Größenordnungen größere Summen investiert. Wenn auch der Wert der Erfahrungen, die aus den Versuchsanlagen im betrachteten Zeitraum gewonnen werden können, direkt nicht quantifizierbar ist, so muß er doch indirekt an der möglichen Reduzierung der mit den zukünftigen kommerziellen Anlagen einzu-gehenden technischen, genehmigungsrelevanten, terminlichen und damit verbundenen finanziellen Risiken und an der Bedeutung auch relativ geringfügiger Verbesserungen der Wirtschaftlichkeit gemessen werden. Die für die Versuchsanlagen bis zum Auslauf des 4. Atomprogramms eingeplanten rd. 1,2 Mrd DM an öffentlichen Mitteln sind im Sinne einer solchen positiv zu bewertenden Kosten-Nutzen-Betrachtung gerechtfertigt.

Darüber hinaus haben die für den Bau und Betrieb der Versuchsanlagen bisher vorgesehenen Förderungsmittel wesentlich dazu beigetragen, die deutsche kerntechnische Industrie aufzubauen und an den Stand des Auslandes heranzuführen, ein Finanzvolumen, das auch die Finanzkraft der größten deutschen Firmen überfordert hätte.

Die zukünftigen Erfahrungen aus den Erweiterungen, Änderungen und den Betriebsergebnissen der Versuchsanlagen tragen dazu bei, diesen erreichten Stand zu behaupten.

Bau und Betrieb der Versuchsanlagen erweisen sich daher sowohl in der nachträglichen Betrachtung

als auch besonders in der Vorausschau als wichtige Schritte auf dem Weg zur wirtschaftlichen Anwendung der Kernenergie im volkswirtschaftlich relevanten Maßstab.

Veröffentlichungen

Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe (MZFR)

A. Ziegler
Der Mehrzweckforschungsreaktor
„Die Atomwirtschaft“, VII (1962), H. 1

Karl J. Sauerwald
Kernkraftwerk MZFR mit Mehrzweckreaktor
„Atom und Strom“, 11. Jg., 1965, Heft 9/10

MZFR Kernkraftwerk mit Mehrzweck-D₂O-Druck-
kesselreaktor in Karlsruhe
Sonderdruck aus „Atomwirtschaft - Atomtechnik“,
Heft 7/8, Jg. 1965

Bestrahlungsvorhaben und Bestrahlungseinrich-
tungen im Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR)
Sonderdruck aus „Kerntechnik, Isotopentechnik
und -chemie“, 10. Jg. 1968, Heft 10, mit Beiträgen
von H. Tebbert, H. J. Kraus; J. Gabolde; E.
Bojarsky, H. Reiser; K. R. Repetzky, H. Knaab

A. W. Eitz, A. Rauber, H. Ritz
Reduzierung der Brennstoffverbrauchskosten für
D₂O-Reaktoren am Beispiel des MZFR Karlsruhe,
Reaktortagung 1971 des Deutschen Atomforums
Bonn, 30. 3.–2. 4. 71

H. Armbruster, T. Olles, E. Wechselberger
Betrieb des MZFR Karlsruhe
Reaktortagung 1971 des Deutschen Atomforums
Bonn, 30. 3.–2. 4. 71

H. Armbruster
Vier Jahre Betriebserfahrung mit dem MZFR
Atomwirtschaft, April 1971, H. 4

A. W. Eitz, A. Rauber
Der Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) aus
heutiger Sicht
„Atom und Strom“, Juli/Aug./Sept. 71

Memorandum über die zukünftige Nutzung des
Mehrzweckforschungsreaktors (MZFR), August
1971

Heißdampfreaktor Großwelzheim (HDR)

R. Dörler
Die Heißdampfreaktoranlage in Großwelzheim
„Energiewirtschaftliche Tagesfragen“, 17 (1967),
Nr. 7

Sonderheft der „Atomwirtschaft“, November
1969 über den HDR mit Beiträgen von
A. W. Eitz, W. Müller-Dietsche u. H. Tebbert; H.
Kornbichler; R. Dörler; K. Traube u. L. Seyfferth;
R. Kühnel; J. Höchel u. W. Fricke; R. Schönig u.
W. Wirth

Memorandum über die Realisierung und künf-
tige Nutzung des Heißdampfreaktors (HDR), De-
zember 1971

Betriebs- und Entwicklungsprogramm für Brenne-
lemente, Komponenten und Systeme von Leicht-
wasserreaktoren in der HDR-Anlage, April 1972

Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK)

R. Harde, K. W. Stöhr
Die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoran-
lage Karlsruhe (KNK)
„Atomwirtschaft – Atomtechnik“, 11, 1966

J. Gilles, W. Marth
Erfahrungen beim Bau von natriumgekühlten Re-
aktoren am Beispiel KNK – Karlsruhe
Tagungsbericht der Reaktortagung 1970 in Berlin

H. Tebbert, G. Bruder Müller, R. Harde,
K. W. Stöhr
Die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe (KNK) – Vorstufe zum natriumgekühlten Brutreaktor
Sonderdruck aus „Atom und Strom“, Jg. 13 (1967), Folge 9/10

W. Marth, K. W. Stöhr
Das KNK-Projekt als Vorstufe des Schnellen Brütters
Tagungsbericht der Reaktortagung 1972 in Hamburg

W. Marth, H. Hendl, G. Herberg, H. Jegeroff
Erfahrungen während des Natrium-Probetriebes an der KNK
Tagungsbericht der Reaktortagung 1972 in Hamburg

W. Marth
Inbetriebnahmeerfahrungen an der KNK
KfK-Nachrichten 3/72

Wiederaufarbeitungsanlage für bestrahlte Kernbrennstoffe (WAK)

H. Tebbert, W. Schüller, P. Zühlke
Die deutsche Wiederaufarbeitungsanlage (WAK)
Sonderheft aus „Atomwirtschaft – Atomtechnik“, Jg. 12, Nr. 4, 1967

Sonderheft der „Atomwirtschaft“, Februar 1970, mit Beiträgen von
A. W. Eitz, H. Ramdohr u. W. Schüller; H. Tebbert u. P. Zühlke; F. Herre, K. P. Schulze, G. Muszynski u. A. Patzelt; W. Clauß, W. Issel, L. Warchold u. H. Meininghaus; H. Geier, W. Hoffmann, K. L. Huppert, G. Zimmermann u. B. F. Roth

W. Schüller, P. Zühlke
WAK-plant for reprocessing „Nuclear Engineering“, Jg. 13, Nr. 148, 1968

K. L. Huppert
Die Wiederaufarbeitungsanlage WAK – Aufbau, Betriebsweise und Zielsetzung
„Atom und Strom“, Jg. 14 (1968)

P. Zühlke
Möglichkeiten und Erfordernisse der Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe
„Atom und Strom“, Jg. 14, 1968

H. Ramdohr
Entwicklungsprogramm Brennstoffaufarbeitung
GfK-Bericht, Dezember 1969

Arbeitskreis Brennstoffaufarbeitung und Abfallbehandlung
Entwicklungsprogramm Brennstoffaufarbeitung und Abfallbehandlung
GfK-Bericht, März 1971

W. Schüller, F. Baumgärtner, H. Krause, H. Dyroff
Erfahrungen bei der Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe und langfristige Entwicklungsziele der Brennstoff-Wiederaufarbeitung in der Bundesrepublik Deutschland
4. Genfer Atomkonferenz, Sept. 1971

Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN)

Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN) mit gasgekühltem D₂O-Druckröhrenreaktor
Sonderdruck aus „Atomwirtschaft - Atomtechnik“, Heft 10/11, 1966, mit Beiträgen von
H. Tebbert, W. Strasser, H. Plank: Von der Projektierung bis zum Baubeginn –
W. Altvater, H. J. Preuß: Technik und Aufbau der Anlage

Sonstige Veröffentlichungen

J. Brandl, H. Tebbert
Versuchsanlagen
Taschenbuch für Atomfragen 1968

G. Bruder Müller u. a.
Die Rolle der GfK/Versuchsanlagen im Projekt Schneller Brüter
„Atomwirtschaft“ 12 (1967), Nr. 4

A. W. Eitz, H. Tebbert, K. Peuster
Sind kerntechnische Versuchsanlagen volkswirtschaftlich vertretbar?
„Atomwirtschaft“, Nr. 1, 1970

Bau-, Betriebs- und Versuchsprogramm (BBV) der Gesellschaft für Kernforschung mbH, Versuchsanlagen,
Band 1, Stand Oktober 1969
Band 2, Stand Oktober 1970
Band 3, Stand Oktober 1971

Broschüre über das Kernforschungszentrum Karlsruhe, 5. Auflage 1971

