



TECHNISCHE UNIVERSITÄT MÜNCHEN

TUM School of Engineering and Design

Sicherheitstechnische Nachkühlkette eines Kernkraftwerkes  
mit schwerwassergekühltem Druckwasserreaktor  
(Schwerpunkt: Nachwärmeabfuhr-Zwischenkühlsystem)

Franz Xaver Stuhlmüller

Vollständiger Abdruck der von der TUM School of Engineering and Design  
der Technischen Universität München zur Erlangung des akademischen Grades  
eines Doktors der Ingenieurwissenschaften (Dr.-Ing.) genehmigten

Dissertation.

Vorsitz: Prof. Dr.-Ing. Hartmut Spliethoff

Prüfende der Dissertation:

1. Prof. Dr. Rafael Macián-Juan
2. Prof. Dr. Hans-Joachim Krautz i. R.

Die Dissertation wurde am 22.12.2021 bei der Technischen Universität München  
eingereicht und durch die TUM School of Engineering and Design  
am 25.07.2022 angenommen.



## Vorwort

Die vorliegende Dissertation entstand im Nachgang zu meiner Tätigkeit als Beratender Ingenieur bei der Fertigstellung des Kernkraftwerkes Atucha 2 (CNA 2) in Argentinien, ca. 100 km nordwestlich von Buenos Aires gelegen, das im Jahr 2015 den kommerziellen Betrieb aufnahm.

Diese, mit Natururan betreibbare Anlage mit Schwerwasserreaktor in Druckbehälterbauweise, im Weiteren als PHWR (**P**ressurized **H**eavy **W**ater **R**eactor) bezeichnet, enthält ein verfahrenstechnisches System als mittleres Glied der sicherheitstechnisch wichtigen **Nachkühlkette** (NKK), das in seiner Ausführung ein weltweites Unikat darstellt. Die Entwicklung dieses sog. **Nachwärmeabfuhr** (NWA)-Zwischenkühlsystems am Ende der 70er, Anfang der 80er Jahre, die Berechnung der anfallenden (Nach-)Zerfallsleistung, sowie die thermodynamische Berechnung der gesamten NKK lag zur Zeit meiner Beschäftigung beim Generalauftragnehmer des Kraftwerks in meinem Zuständigkeitsbereich. Über diese NKK, bestehend aus drei hintereinander geschalteten Kühlsystemen kann die, nach dem Abschalten des Reaktors noch anfallende Wärmeleistung an die äußere Wärmesenke – im Beispiel CNA 2 ohne Kühltürme direkt an den Fluß „Parana“ – abgeführt werden.

Mit diesem Hintergrund war es mir nun möglich, ohne die Hektik und den Zeitdruck der Entwicklungsphase, eine detaillierte und tiefgehende Analyse der NKK von CNA 2 im Allgemeinen und des NWA-Zwischenkühlsystems (NWA-ZKS) im Besonderen vorzunehmen. Die Ergebnisse davon und die daraus hervorgegangenen Optimierungs-/Änderungsvorschläge für diese Anlage sowie für evtl. Neukraftwerke dieses Typs sind in den letzten beiden Kapiteln enthalten.

Ich möchte mich besonders herzlich bei Herrn Prof. Dr. Rafael Macián-Juan, Lehrstuhl für Nukleartechnik an der Technischen Universität München, bedanken, der der Idee zu dieser Arbeit sehr aufgeschlossen gegenüberstand und ihre Betreuung spontan zugesagt hat.

Des Weiteren gilt mein Dank Herrn Prof. Dr. Hans-Joachim Krautz i. R., BTU (**B**randenburgische **T**echnische **U**niversität) Cottbus-Senftenberg, für die Übernahme der Funktion des Zweitprüfers sowie meinem Mentor, Herrn Dr. Harald Landes, der mir nach Durchsicht des Manuskripts wertvolle Hinweise hierzu gegeben hat.

Vielen Dank auch den Herren Otto Eichhorn, Rafael Mazzola und Thomas Schwarz als profunde Wissens- und Erfahrungsträger dieser Kraftwerkstechnologie für ihre stete Bereitschaft zum Fachgespräch und den Austausch vieler hilfreicher Informationen.

Ebenso bedanken will ich mich bei Herrn Uwe Keim für seine Unterstützung zum Thema „Zerfallsleistung“ sowie bei Frau Hildegard Eibert und Herrn Rainer Rothe für die Bereitstellung der schon „historischen“ Zeichnungen und Unterlagen zum MZFR (**M**ehrzweck-**F**orschungsreaktor) Karlsruhe, der Prototyp-Anlage zu dieser Kernkraftwerkslinie.

Nicht zuletzt besten Dank an Frau Irene Wolf, die mir freundlicherweise Abbildungen und Tabellen professionell für die Druckversion aufbereitet hat.

Erlangen, im Dezember 2021

Franz Stuhlmüller

„Das Studium der Vergangenheit  
läßt uns die Gegenwart sicherer beurteilen  
und die Zukunft besser abschätzen.“

aus:

KfK – Bericht 3111 vom Juli 1981

„Zur Geschichte des Projekts Schneller Brüter“  
Kernforschungszentrum Karlsruhe

Meiner Tochter Anja Maria sowie  
meiner guten Freundin Lydia Sauer

gewidmet

## **Kurzbeschreibung**

Die Kernkraftwerksszene wird dominiert von Anlagen, die mit angereichertem Uran als Brennstoff arbeiten. Vorherrschend sind hier die Leichtwasserreaktoren, insbesondere in Form der Druckwasservariante. Daneben existiert eine kleinere Gruppe von mit Natururan betriebenen Kraftwerken, innerhalb der zahlenmäßig die Ausführungsform mit sog. Druckröhrenreaktor überwiegt. Zwei aktive Kraftwerksblöcke, Atucha 1 und Atucha 2 in Argentinien, sind jedoch in Druckbehälterreaktor-Technik gebaut, die in Basiskonzept und Hauptkomponenten weitgehend mit der von Leichtwasser-Anlagen mit Druckwasserreaktor übereinstimmt. Ein wesentlicher Unterschied hierzu besteht jedoch in Design und Einsatz ihrer Nachkühlketten, mit denen nach dem Abschalten der Anlage die im Reaktor noch erzeugte Wärme an die Umgebung abgeführt werden kann. Die Nachkühlkette des neueren der o.g. beiden Blöcke, Atucha 2, enthält zudem ein verfahrenstechnisches Kühlsystem, das in seinem Aufbau ein Unikat darstellt.

Nach Darstellung der Historie von Natururanreaktoren bilden Beschreibung, theoretische Analyse sowie die Erarbeitung von Optimierungsvorschlägen für dieses System den Kern dieser Arbeit.

## **Abstract**

The Nuclear Power Plant scene is dominated by units that work with enriched uranium as a fuel. The Light Water Reactors prevail here, especially in the form of the Pressurized Water variant. In addition, there is a smaller group of power plants operable with natural uranium, within which the embodiment with the so-called Pressure Tube Reactor predominates. However, two active power plant units, Atucha 1 and Atucha 2 in Argentina, are built using Pressure Vessel Reactor - Technology, the basic concept and main components of which largely correspond to that of Light Water Plants with Pressure Water Reactor layout. A significant difference to this exists, however, in design and operation of their residual heat removal chains, with which the heat still generated in the reactor after plant shut down can be dissipated to the environment. The residual heat removal chain of the more recent of the both units above mentioned, Atucha 2, contains, aside from that, a cooling system, which is unique in its structure.

After presenting the history of natural uranium reactors, description, theoretical analysis and the development of optimization proposals for this system form the core of this work.



# Inhaltsverzeichnis

Kurzbeschreibung/Abstract	i
1 Einleitung	1
1.1 Hintergrund	1
1.2 Besonderheiten der Nachkühlkette beim schwerwassergekühlten Druckwasserreaktor	3
1.3 Arbeitsinhalt	4
2 Entwicklungsgeschichte des Natururanreaktors	7
2.1 Warum Natururanreaktoren?	7
2.1.1 Reaktorphysikalische Hauptmerkmale des Natururanreaktors	7
2.1.1.1 Brennstoff	7
2.1.1.2 Moderator	9
2.1.1.3 Kühlmittel	10
2.1.2 Deutsches Entwicklungshauptziel Brütertechnologie	12
2.1.2.1 Schneller Brüter	13
2.1.2.2 Thermischer Brüter	15
2.1.3 Natururanreaktoren im geplanten Kraftwerksverbund	16
2.1.3.1 Entwicklung des Strombedarfs	19
2.1.3.2 Entwicklung der Uranvorrats-Zahlen	20
2.1.3.3 Entwicklung des Uran-Preises	24
2.1.3.4 Motivation zum Bau von Natururanreaktoren	26
2.2 Entwicklungslinien des Natururanreaktors	26
2.2.1 Druckbehälterreaktoren	27
2.2.1.1 Graphit-moderierte/CO <sub>2</sub> -gekühlte Reaktoren	27
Entwicklung Großbritannien (ab 1956)	27
Entwicklung Frankreich (ab 1959)	29
2.2.1.2 D <sub>2</sub> O-moderierte/D <sub>2</sub> O-gekühlte Reaktoren	31
Entwicklung Schweden (1964)	31
Entwicklung BRD (ab 1966)	32
2.2.1.3 D <sub>2</sub> O-moderierte/CO <sub>2</sub> -gekühlte Reaktoren	33
Entwicklung Tschechoslowakei/Sowjetunion* (1972)	33
2.2.2 Druckröhrenreaktoren	35
2.2.2.1 D <sub>2</sub> O-moderierte/D <sub>2</sub> O-gekühlte Reaktoren	35
Entwicklung Kanada (und Indien) (ab 1962)	35

2.2.2.2	D2O-moderierte/CO <sub>2</sub> -gekühlte Reaktoren . . . . .	37
	Entwicklung Frankreich (1967) . . . . .	37
	Entwicklung Schweiz (1968) . . . . .	38
	Entwicklung BRD (1973) . . . . .	39
2.2.2.3	D2O-moderierte/H <sub>2</sub> O-gekühlte Reaktoren. . . . .	41
	Entwicklung Großbritannien (1968). . . . .	42
	Entwicklung Kanada (1971) . . . . .	43
2.2.3	Tabellarische Zusammenfassung . . . . .	44
3	Berechnung der (Nach-)Zerfallsleistung . . . . .	45
3.1	Entwicklung der Berechnungsmethoden . . . . .	46
3.1.1	Empirische Gleichungen . . . . .	47
3.1.1.1	Way, K. und Wigner, E.P. (USA, 1946) . . . . .	47
3.1.1.2	Untermeyer, S. und Weills, J.T. (USA, 1952) . . . . .	47
3.1.2	Standardisierte Berechnungsmethoden . . . . .	48
3.1.2.1	ANS-5.1 Standard (USA, ab 1971). . . . .	48
	ANS-5.1 Standard (DRAFT) 1971. . . . .	48
	ANS-5.1 Standard (DRAFT) 1973. . . . .	50
	ANS-5.1 Standard (Proposal) 1978 . . . . .	50
	ANS-5.1 Standard 1979 . . . . .	50
	ANS-5.1 Standard 1994 . . . . .	52
	ANS-5.1 Standard 2005 . . . . .	52
	ANS-5.1 Standard 2014 . . . . .	53
3.1.2.2	DIN 25463 (BRD, DEU, ab 1982) . . . . .	53
	DIN 25463 (Erstversion) 1982. . . . .	53
	DIN 25463 Teil 1 1990 . . . . .	53
	DIN 25463-1 2014 . . . . .	54
	DIN 25463-2 2008 . . . . .	55
	DIN 25463-2 2014 . . . . .	55
3.1.2.3	JAERI (JPN, 1991). . . . .	55
3.1.2.4	ISO 10645 (First edition), (INTERNATIONAL, 1992) . . . . .	56
3.1.3	Standard-angelehnte Berechnungsvorschriften . . . . .	56
3.1.3.1	U.S. Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan (USA, ab 1981) . . . . .	56
3.1.3.2	CEA (FRA, 1991) . . . . .	56
3.1.4	Graphische Zusammenfassung der Ergebnisse. . . . .	57
3.2	Anwendungen auf Natururan . . . . .	60
3.2.1	CANDU-Reaktoren (CAN, IND) . . . . .	61



3.2.2	PHWR (BRD, DEU) .....	62
3.2.2.1	Leistungshistogramm (für den Beitrag der Spaltprodukte) .....	63
3.2.2.2	R-Faktor (für den Beitrag der Aktinoide U239 und Np 239) .....	64
3.2.2.3	Gesamte Zerfallsleistung des Reaktorkerns eines PHWR (am Beispiel CNA 2) .....	65
4	Reaktorkühlung und Nachkühlkette von PHWR und PLWR .....	71
4.1	Reaktorkühlkreislauf und Moderatorkühlkreislauf .....	75
4.1.1	Reaktordruckbehälter (RDB) .....	75
4.1.2	Dampferzeuger (DE) .....	79
4.1.3	Hauptkühlmittelpumpe (HKP) .....	81
4.1.4	Moderator Kühler (MOK) .....	82
4.1.5	Moderatorpumpe (MOP) .....	84
4.1.6	Reaktorkühlleitung und Moderatorkühlleitung .....	84
4.2	Nachkühlketten – Schaltungen .....	86
4.2.1	PHWR-Anlagen .....	86
4.2.1.1	Mehrzweck-Forschungsreaktor Karlsruhe (MZFR) .....	86
4.2.1.2	KKW Atucha 1 (CNA 1) .....	88
4.2.1.3	KKW Atucha 2 (CNA 2) .....	89
4.2.2	PLWR-Anlagen .....	91
4.2.2.1	KKW Obrigheim (KWO) .....	91
4.2.2.2	KKW Stade (KKS) .....	92
4.2.2.3	KKW Biblis Block A (KWB-A) .....	93
4.2.2.4	DWR 1300 MW-Klasse (DWR 1300 MW) .....	94
4.2.3	Vergleich CNA 2 – DWR 1300 MW .....	96
4.2.3.1	Wesentliche systemtechnische NKK-Konzeptunterschiede.	96
	Moderatorkühlsystem (CNA 2) – Nukleares Nachwärmeabfuhrsystem (DWR 1300 MW) .....	96
	NWA-Zwischenkühlsystem (CNA 2) – Nukleare Zwischenkühlsysteme (CNA 2, DWR 1300 MW) .....	98
	Gesicherte Nebenkühlwassersysteme (CNA 2, DWR 1300 MW) .....	98

4.2.3.2	Einsatz von NKK-Systemen im Leistungsbetrieb der Anlage .....	98
4.2.3.3	Sicherheitstechnischer Vergleich der NWA-Konzepte. ....	99
5	Thermodynamische Berechnung der Nachkühlkette von PHWR	103
5.1	Auslegungsrandbedingungen. ....	103
5.2	Beschreibung des Berechnungsvorganges .....	105
5.2.1	Eingabedaten .....	105
5.2.2	Theorie der Berechnung .....	106
5.2.2.1	Energie- und Massenbilanzen .....	111
5.2.2.2	Definition der Betriebscharakteristik .....	112
5.2.2.3	Betriebscharakteristik des Moderator Kühlers .....	113
5.2.2.4	Betriebscharakteristik des NWA-Zwischenkühlers .....	115
5.2.3	Programmablaufplan. ....	117
5.3	Programmanwendung auf CNA 2 .....	121
6	NWA-Zwischenkühlsystem für PHWR	123
6.1	Systemaufbau bei CNA 1 .....	123
6.2	Systemaufbau bei CNA 2 .....	124
6.2.1	Kreislaufbereich .....	125
6.2.1.1	NWA-Zwischenkühler .....	125
6.2.1.2	NWA-Aktivitätsmeßbehälter .....	126
6.2.1.3	NWA-Mechanisches Filter .....	126
6.2.1.4	NWA-Pumpenschutzsieb .....	126
6.2.1.5	Rohrleitungen und Armaturen .....	127
Prinzip der Doppelarmaturen .....	127	
6.2.1.6	NWA-Zwischenkühlpumpe .....	127
6.2.2	Versorgungsbereich .....	128
6.2.2.1	NWA-Ausgleichsbehälter .....	128
6.2.2.2	NWA-Druckspeicher .....	129
6.2.2.3	NWA-Druckhaltepumpe .....	131
6.2.2.4	Sonderarmatur Überströmventil .....	131
6.2.3	Festigkeitsauslegung der Systembereiche .....	133
6.2.4	Steuerung/Regelungen innerhalb des Kreislaufbereichs .....	133

---

6.3	Betriebsfälle des Systems bei CNA 2 .....	134
6.3.1	Bereitschaftszustand im Leistungsbetrieb der Anlage .....	135
6.3.2	Systemvorwärmung vor Kühlungsübernahme .....	137
6.3.2.1	Konzept zur schonenden Wärmetauscher-Vorwärmung ..	137
6.3.2.2	Einstellung der Drosselarmaturen in den Vorwärmleitungen .....	139
	Armaturen „B“ und „C“ in Abb. 6.14 .....	139
	Armatur „D“ in Abb. 6.14 .....	140
6.3.2.3	Beschreibung und Randbedingungen des Vorwärmvorganges. ....	140
6.3.2.4	Berechnungsablauf .....	142
	Schritt 1. ....	142
	Schritt 2. ....	145
6.3.3	Planmäßige Beendigung/Unterbrechung des Leistungsbetriebes ...	147
6.3.3.1	Normalbetriebliches Abfahren der Anlage in den Zustand „Nulllast kalt“ .....	148
6.3.3.2	Abfahren der Anlage in den Zustand „Nulllast kalt“ bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke .....	149
6.3.3.3	Halten der Anlage auf „Heiß unterkritisch“ bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke .....	149
6.3.4	Unplanmäßige Beendigung des Leistungsbetriebes .....	151
6.3.4.1	<u>Sehr kleines</u> Leck in Reaktor- oder Moderator-Kühlsystem mit Mediumaustritt in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre .....	151
6.3.4.2	<u>Kleines</u> Leck in Reaktor- oder Moderator-Kühlsystem mit Mediumaustritt in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre .....	152
6.3.4.3	<u>Mittleres</u> Leck in Reaktor- oder Moderator-Kühlsystem mit Mediumaustritt in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre .....	154
6.3.4.4	Heizrohrbruch in Dampferzeuger bzw. Moderatorkühler .....	156
6.3.4.5	Speisewasserleitungsleck .....	159
6.3.4.6	Frischdampfleitungsleck .....	160

7	Vorschläge zur Optimierung von Systemen zur Nukleartechnischen Wärmeabfuhr in PHWR (Referenz: CNA 2)	161
7.1	Nukleartechnische Wärmeabfuhrsysteme allgemein	161
7.1.1	Versorgbarkeit der Kühlstellen von Moderatorpumpe und Brennelement-Handhabung durch das Betriebskomponenten-Kühlsystem	161
7.1.2	Versorgung der Brennelement-Beckenkühler durch die Nukleartechnischen Zwischenkühlkreise	163
7.1.3	Energieoptimierter Einsatz des Gesicherten Nebenkühlwassersystems im Leistungsbetrieb der Anlage	166
7.2	NWA-Zwischenkühlsystem, Systemaufbau	170
7.2.1	Mehrfachfunktion der Radioaktivitätsmeßstellen bzgl. Moderatorkühler-Heizrohrbruch	170
7.2.2	Erweiterung der Vorwärmerschaltung für die NWA-Zwischenkühlkreise	172
7.2.2.1	Vorlauf zum Moderatorkühler	172
7.2.2.2	Rücklauf vom NWA-Zwischenkühler	175
7.2.3	Verkleinerung des NWA-Ausgleichsbehälters	175
7.2.4	Doppelarmaturen in der Ausgleichsleitung zwischen Kreislaufbereich und NWA-Ausgleichsbehälter	176
7.2.5	NWA-Druckspeicher, Membran zwischen Deionat und Stickstoff	177
7.3	NWA-Zwischenkühlsystem, Systembetrieb	177
7.3.1	Mittleres Leck, Änderung der Volumenstromverteilung auf Moderatorkühler und Moderatorkühler-Bypaß	178
7.3.2	Fahrweise des NWA-Zwischenkühlsystems bei der Kombination „Hohe Moderatortemperatur/geringe abzuführende Wärmeleistung“	179
8	Zusammenfassung, Gesamtbild und Vision	183
8.1	Zusammenfassung	183
8.2	Gesamtbild und Vision	186
	Literaturverzeichnis	191
	Abbildungsliste	205
	Tabellenliste	211
	Abkürzungsliste	213

# 1 Einleitung

## 1.1 Hintergrund

Die nachfolgenden Zahlenangaben sind [1.1] entnommen bzw. daraus abgeleitet und geben die Situation der Stromerzeugung aus Kernenergie zum Stichtag 31.12.2015 wieder. Danach waren zum Ende des Jahres 2015 weltweit 442 **Kernkraftwerks** (KKW)-Blöcke in 31 Ländern in Betrieb, insgesamt 64 Einheiten befanden sich in 15 Ländern im Bau. Anlagen, die ausschließlich Versuchszwecken dienen, sind in diesen Zahlen nicht berücksichtigt.

Tab. 1.1 gibt einen Überblick zu den Beiträgen der verschiedenen Technologien zu diesem Zeitpunkt, wobei die Angaben für den Gesamtbestand an KKW-Einheiten – also die bereits laufenden sowie die erst im Aufbau befindlichen Anlagen - gelten.

Eindeutig dominiert wird der Markt von KKW mit **Leichtwasserreaktor** (LWR) und innerhalb dieser Linie vom **Druckwasserreaktor** (DWR), im Folgenden als PLWR (**P**ressurized **L**ight **W**ater **R**eactor) bezeichnet, der allein fast zwei Drittel der betriebenen und ca. 85 % der z. Zt. im Bau befindlichen Blöcke stellt. Noch ausgeprägter stellt sich das Übergewicht des PLWR dar, wenn man die Zahlen für die jeweils gesamte weltweit installierte Nettoleistung gegenüberstellt; mehr als 70 % entfallen allein auf diesen KKW-Typ. Den zu Beginn des massiven KKW-Ausbaus, also den 60er und 70er Jahren des vergangenen Jahrhunderts noch ausgeglichenen Wettbewerb mit seinem Leichtwasser-Konkurrenztyp **Siedewasserreaktor** (SWR), fortan mit BWR (**B**oiling **W**ater **R**eactor) abgekürzt, hat der PLWR somit sehr eindrucksvoll für sich entschieden. Zum Berichtszeitpunkt waren vier BWR-Einheiten im Bau; dem stehen 54 PLWR-Neublöcke gegenüber.

Von den **graphitmoderierten** KKW-Konzepten sind sowohl der AGR (**A**dvanced **G**as-cooled **R**eactor), der sich regional auf Grossbritannien beschränkt und dessen jüngste Vertreter 1989 ans Netz gingen, als auch der sowjetische RBMK (**R**eaktor **B**olschoi **M**oschtschnosti **K**analny = „Hochleistungsreaktor mit Kanälen“), als Technologien zu betrachten, die für Neubauten nicht mehr in Betracht kommen werden. Die Planungen und Bautätigkeiten für Neuprojekte des RBMK sind nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl nicht mehr weitergeführt worden.

11 große Blöcke dieser Art an insgesamt 3 Standorten in Russland waren 2015 noch im Einsatz. Weitere 4 Einheiten sind Kleinanlagen in RBMK-Vorgängertechnik mit je 11 MWel Leistung an einem Standort in Nordostsibirien, deren Stilllegung nach und nach bis 2021 geplant ist.

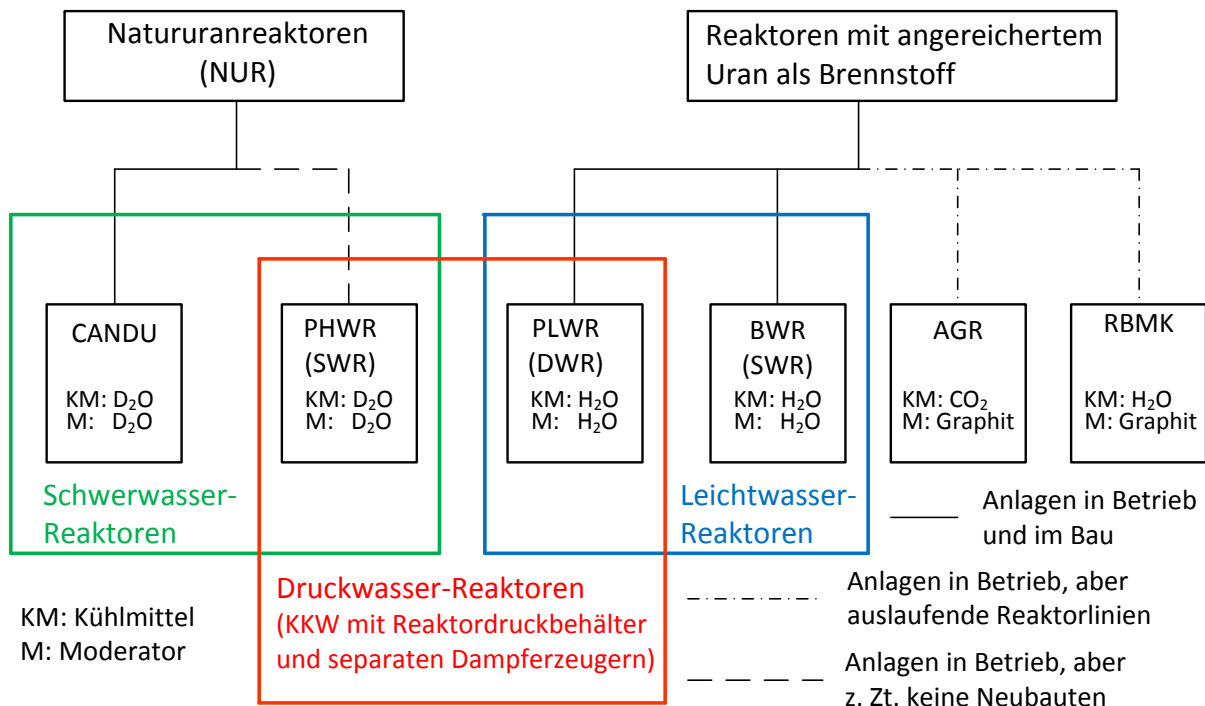
Mit dem sog. HTR-PM (**H**igh-**T**emperature gas-cooled **R**eactor **P**ebble-bed **M**odule) knüpft China an die deutschen Entwicklungen AVR (**A**rbeitsgemeinschaft **V**ersuchs**r**eaktor) Jülich bzw. THTR (**T**horium **H**ochtemperatur**r**eaktor) Hamm-Uentrop an, die 1988 eingestellt wurden.

Versuche zur Einführung der **Brütertechnologie** wurden und werden in verschiedenen Ländern (USA, Großbritannien, Frankreich, Deutschland, Japan, Indien, China, Sowjetunion/ Russland) bereits seit Mitte des vergangenen Jahrhunderts unternommen und meistens – in unterschiedlichen Stadien der Entwicklung – wieder eingestellt. Der Status des kommerziellen Leistungsbetriebs von KKW mit schnellem Brüter wurde bislang ausschließlich in Russland mit den beiden Blöcken BN-600 und BN-800 (Reaktor na **B**ystrych **N**ejtronach = „Reaktor für schnelle Neutronen“) in Beloyarsk (Westsibirien), realisiert. In Indien befindet sich die Anlage Kalpakkam nach Angaben des Betreibers kurz vor der Inbetriebnahme (Status 2015). Darüber hinaus läuft in China im Rahmen eines langfristigen Programms zum Aufbau der Brütertechnologie ein Experimentalreaktor mit 20 MWel.

Das besondere Interesse dieser Dissertation gilt den mit Natururan betreibbaren Reaktoren (NUR, **N**atur**u**ran**r**eaktor), und hier speziell den beiden aktuell eingesetzten Varianten mit

Schwerwasser als Moderator. Auch wenn mit 53 Einheiten nur ca. 10,5 % der weltweiten KKW-Blockzahl zu dieser Gruppe zählen, ist damit der Status einer reinen Nischentechnologie doch klar überschritten. Beim Wert der installierten Nettoleistung ist allerdings der Anteil der Schwerwasser-Kraftwerke mit etwas mehr als 6 % an der weltweiten Gesamtleistungs-Kapazität aus Kernenergie noch deutlich bescheidener.

Auffallend ist, dass sich die Schwerwassertechnologie auf wenige Schwerpunktländer - Kanada, Indien, Rumänien und, sieht man von einer kleinen (ca. 25 MWel), im Bau befindlichen LWR-Anlage ab, auch Argentinien - konzentriert. Auf die Gründe dieser Situation wird später noch eingegangen. Daneben arbeiten einzelne Schwerwasser-Blöcke in China, Südkorea und Pakistan. Von den 49 laufenden Anlagen dieser Art sind, mit Ausnahme der beiden Kraftwerke CNA 1 und CNA 2 in Argentinien, alle in **Druckröhren**-Technologie gebaut. Mit dem Hinweis auf das Ursprungsland dieser Variante wurde hierfür die Bezeichnung **CANDU** (**Canada Deuterium Uranium**) gewählt; ein Großteil der indischen CANDU-Kraftwerke wurde allerdings – aus lange zurückliegenden politischen Gründen – abgekoppelt vom kanadischen Technologieträger errichtet. Trotz dieses massiven Übergewichts der CANDU-Anlagen ist mit CNA 2 das neueste KKW mit Schwerwasser als Moderator ein Konzept mit **Reaktordruckbehälter**. Dieses bildet die technische Basis für die vorliegende Arbeit und ist gekennzeichnet durch eine weitgehende Übereinstimmung in Aufbau und Ausführung des Reaktorkühlsystems und seiner Hauptkomponenten mit denen des PLWR. Wesentliche Unterschiede bestehen jedoch in der Ausführung der NKK (Prinzipschema siehe Abb. 4.1), sowohl bei deren innerem (Moderatorkühlsystem), insbesondere aber beim mittleren Glied, dem NWA-ZKS. Abb.1.1 ordnet die z. Zt. großtechnisch betriebenen Reaktortypen in die beiden Hauptgruppen, NUR und Reaktoren mit angereichertem U235 als Brennstoff, ein. Brutreaktoren sowie Konzepte, die nicht mehr (oder noch nicht) auf dem gegenwärtigen Kernkraftwerksmarkt vertreten sind, sind dabei also nicht berücksichtigt.



**Abb. 1.1:** Aktuell betriebene Reaktortypen in Kernkraftwerken; Übersicht und Einordnung

## 1.2 Besonderheiten der Nachkühlkette beim schwerwassergekühlten Druckwasserreaktor

Mit dem MZFR, 1966 in- und 1984 außer Betrieb genommen, wurde ein KKW geschaffen, das als Prototyp eines PHWR für nachfolgende schwerwassergekühlte Anlagen, aber in seinem Basiskonzept auch als Referenz für die Linie des PLWR-KKW diente.

Wie bekannt, wurde in der BRD danach großtechnisch nur der LWR eingeführt, anfangs etwa gleichgewichtig als BWR und PLWR, mit zunehmender Zeit fast ausschließlich in PLWR-Bauweise. Das PHWR-Konzept wurde dagegen nur in Argentinien in Form der Anlagen CNA 1 (Inbetriebnahme 1974) und CNA 2 (Inbetriebnahme 2015) weiterverfolgt.

Dieser Entwicklung entsprechend konzentrierten sich auch die deutschen Regelwerke, in Zusammenarbeit von Forschung, Gesetzgebung und Kraftwerksindustrie erarbeitet, auf den LWR. Dadurch und aufgrund der intensiven Berichterstattung zur Anlagentechnik in Fachzeitschriften und Symposien wurde der Fachwelt die Technik des LWR in einem hohen Detaillierungsgrad bekannt gemacht.

Die o.g. Schwerwasserreaktoren fanden in Deutschland dagegen außerhalb der Herstellerfirmen nur noch vergleichsweise geringe Beachtung; indessen waren auch dafür in der Regel die sicherheitstechnischen Maßstäbe deutscher LWR-Anlagen zu beachten.

Wie bereits erwähnt unterscheidet sich, im Gegensatz zu den Großkomponenten, die NKK von PHWR in Aufgaben und Gestaltung gravierend von der des PLWR.

Beispielhaft sind hier zu nennen:

- In der NKK des PHWR sind – anders als beim PLWR - zwei Medien mit unterschiedlichen Stoffeigenschaften als Wärmeträger und -transporteure – H<sub>2</sub>O und D<sub>2</sub>O – im Einsatz. Dies ist bei der thermodynamischen Berechnung zu berücksichtigen.
- Das innere Glied der NKK von PHWR (Moderatorkühlsystem) wird sowohl zur NWA als auch im Leistungsbetrieb der Anlage zur Moderator-Kühlung bzw. –Temperaturregelung betrieben; beim PLWR dient es ausschließlich der NWA (beim DWR 1300 MW zusätzlich auch noch zur Brennelement (BE)-Beckenkühlung).
- Die NKK der laufenden PHWR-Anlagen muß in der Lage sein, nach allen Störfällen die NWA praktisch von Anfang an, auch ohne weitere Bespeisung der Dampferzeuger (DE), zu übernehmen. Beim PLWR ist eine alleinige Kühlungsübernahme durch das Nukleare Nachwärmeabfuhrsystem nur bei Lecks im Reaktorkühlsystem oberhalb einer bestimmten Größe vorgesehen. Für zu unterstellende Störfälle durch „Einwirkungen von Außen“ steht bei den PLWR-Anlagen (ab DWR 1300 MW) das Notspeisesystem zur DE-Bespeisung als Erstkühlung des Reaktors zur Verfügung.
- Die Regelung der NWA erfolgt beim PLWR im inneren Glied der NKK (Nukleares Nachwärmeabfuhrsystem), beim PHWR im mittleren Glied (NWA-ZKS).

Die drei letztgenannten Eigenschaften/Forderungen bedingen für Moderatorkühlsystem und NWA-ZKS des PHWR – im Gegensatz zu den analogen Systemen (Nachkühl- und Zwischenkühlkreisläufe) des PLWR – eine Temperatur- und Druckauslegung in der Größenordnung des Reaktorkühlsystems selbst. Für das NWA-ZKS von CNA 2 bedeutet die zu beherrschende Temperaturbandbreite, kombiniert mit der Notwendigkeit, für Stunden autark ohne Versorgungssysteme arbeiten zu können, ein neuartiges Systemkonzept.

### 1.3 Arbeitsinhalt

Nach kurzer Beschreibung der reaktorphysikalischen Hauptmerkmale des NUR im Vergleich zum LWR wird die am Beginn des Kernenergie-Zeitalters allgemein verfolgte Konzeptstrategie, die sich auf die mittel- und langfristige Dominanz des Schnellen Brütters fixiert hatte, beleuchtet.

Es wird die Rolle, die dem NUR und dem LWR innerhalb dieser Strategie zugedacht war, erläutert und versucht die Gründe zu analysieren die dazu geführt haben, daß der NUR bislang nicht annähernd die Verbreitung gefunden hat wie der LWR; obwohl beide Typen – zumindest in der BRD - die gleichen Startbedingungen hatten.

Es folgt die lückenlose Darstellung der Entwicklungslinien des NUR für seine zivile Nutzung von Anfang bis zur Gegenwart.

Die Geschichte der Berechnungsmethoden für die (Nach-)Zerfallsleistung als bestimmende Größe für die notwendige Wärmeabfuhrkapazität der NKK eines KKW sowie deren Anwendung auf NUR (und speziell auf PHWR-Anlagen) sind Gegenstand des nächsten Kapitels.

Anschließend wird die konstruktive Entwicklung der Großkomponenten des Reaktor-/Moderator-Kühlsystems beider deutscher KKW-Baulinien mit Reaktordruckbehälter, PLWR (als LWR-Variante) und PHWR (als NUR-Variante), aufgezeigt.

Die Historie der Nachkühlschaltungen dieser KKW-Typen wird beschrieben und deren aktuelle Ausführungen in den modernen Anlagen (DWR 1300 MW und CNA 2) vergleichend gegenüber gestellt.

Das folgende Kapitel beinhaltet die thermodynamische Berechnung der NKK, deren Randbedingungen und den Berechnungsablauf. Dazu ist ein, in FORTRAN IV existierendes Rechenprogramm in C++ zu transformieren und auszutesten.

Als Arbeitsschwerpunkt der Dissertation ist das für die Anlage CNA 2 neu konzipierte NWA-ZKS als innovativstem Teil von dessen NKK anzusehen. Der Aufbau, die Auslegung und der Einsatz dieses Systems in Zusammenwirkung mit den Nachbargliedern der NKK (Moderator-Kühlsystem, Gesichertes Nebenkühlwassersystem) bei den verschiedenen Betriebs- und Störfällen der Anlage wird detailliert dargestellt.

Mit Hilfe des neu erstellten, o.g. Rechenprogramms ist die ausreichende Kapazität der NKK zur thermodynamischen Beherrschung aller anzunehmenden Einsatzfälle zu verifizieren.

Auf Grundlage der im vorangegangenen Kapitel erhaltenen Erkenntnisse sollen mögliche Änderungs-/Optimierungspotentiale für den PHWR im Bereich der Nukleartechnischen Wärmeabfuhrsysteme allgemein und speziell für das NWA-ZKS, eruiert und beschrieben werden.

Die Entscheidung, inwieweit die darin enthaltenen Vorschläge in evtl. PHWR-Neuanlagen berücksichtigt bzw. z. T. noch in CNA 2 nach-/umgerüstet werden können bzw. sollen, obliegt Herstellern und Betreibern.



KKW-Typ	Variante	Blockzahl		Nettoleistung installiert (GWel)	Größte Netto-Blockleistung (MWel) Anlage	Kühlmittel	Moderator	Bemerkungen	Schwerpunktländer
		in Betrieb	im Bau						
Leichtwasser-Reaktoren	PLWR (DWR)	282	54	318	1660 Taishan 1,2 (CHN) <sup>1)</sup>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O		- Diese Länder haben ausschließlich diesen KKW-Typ installiert - KKW-Typ nur in diesem LAND vertreten <u>Belgien, Brasilien, Frankreich, UEA, Niederlande, Slowenien, Südafrika</u> <u>Armenien, Belarus, Bulgarien, (Iran)</u> <u>Tschechien, Ungarn, Slowakei, Ukraine</u> <u>Mexiko</u>
	davon WWER	(56)	(14)	(55)	1109 Belarusian 1,2 (BLR)	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1): EPR UdSSR/Russland-spezifische DWR-Version	
	BWR (SWR)	78	4	81	1440 Grand Gulf 1 (USA)	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	<b>Reaktor-Basistyp von Fukushima Daiichi</b>	
Schwerwasser-Reaktoren	CANDU	47	4	27	878 Darlington 1-4 (CAN)	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Moderator und Kühlmittel <b>total getrennt</b>	<u>Kanada, Rumänien</u>
	davon CANDU Derivat	(16)	(4)	(6)	640 Kaparak 3,4 (IND)	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Indien-spezifische CANDU-Version	INDIEN
	PHWR	2	-	1	692 Atucha 2 (ARG)	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Moderator vom Kühlmittel <b>separiert*</b>	ARGENTINIEN
Graphit-Reaktoren	AGR	14	-	8	610 Hinkley Point B-1,2 (GBR)	CO <sub>2</sub>	Graphit	Nachfolger der MAGNOX-Reaktoren	GROSSBRITANNIEN
	RBMK	15	-	10	925 Leningrad 1-4 u. a. (RUS)	H <sub>2</sub> O	Graphit	<b>Reaktor-Basistyp von Tschernobyl</b>	RUSSLAND
	HTR-PM	-	1	0,2	200 Shidaowan 1 (CHN)	He	Graphit	Hochtemperatur-Kugelhaufen-Reaktor	CHINA
Brut-Reaktoren	FBR (BN-600) <sup>3)</sup> (BN-800) <sup>3)</sup>	3 <sup>2)</sup>	-	1,6	750 Beloyarsk 4 (RUS)	Na	-	3): Pool-Reaktoren	RUSSLAND
	SNR	1 <sup>4)</sup>	1 <sup>5)</sup>	0,5	470 PFBR Kalpakkam (IND)	Na	-	4): Experimental-R. 5): Pool-Reaktor	2): Nach Stilllegung von Monju (JPN) in 2016 nur noch in Russland vertreten 4): China 20 MWel 5): Indien 470 MWel
<b>Gesamt</b>		<b>442</b>	<b>64</b>	<b>447</b>					

\*: druckseitig verbunden, temperaturseitig getrennt

Tab. 1.1: Kernkraftwerke weltweit in Betrieb und im Bau (Stand 31.12.2015)



## 2 Entwicklungsgeschichte des Natururanreaktors

### 2.1 Warum Natururanreaktoren?

#### 2.1.1 Reaktorphysikalische Hauptmerkmale des Natururanreaktors

##### 2.1.1.1 Brennstoff

Über primäre Quellen im Tagebau, Untertagebau oder In-situ (Auslaugung) gewonnenes Uran muß für den Einsatz in Reaktoren, die mit angereichertem Uran betrieben werden, von seinem natürlichen Gehalt am spaltbaren Isotop U235 (0,72 %) auf ein Mehrfaches dieses Wertes – bei modernen LWR auf ca. 3 bis 5 % U235 - aufkonzentriert werden. Dazu wird unter Ausnutzung der Massendifferenz zwischen den leichteren (U235) und den schwereren (U238) Isotopen des Urans physikalisch eine Trennung dieser Isotope mittels

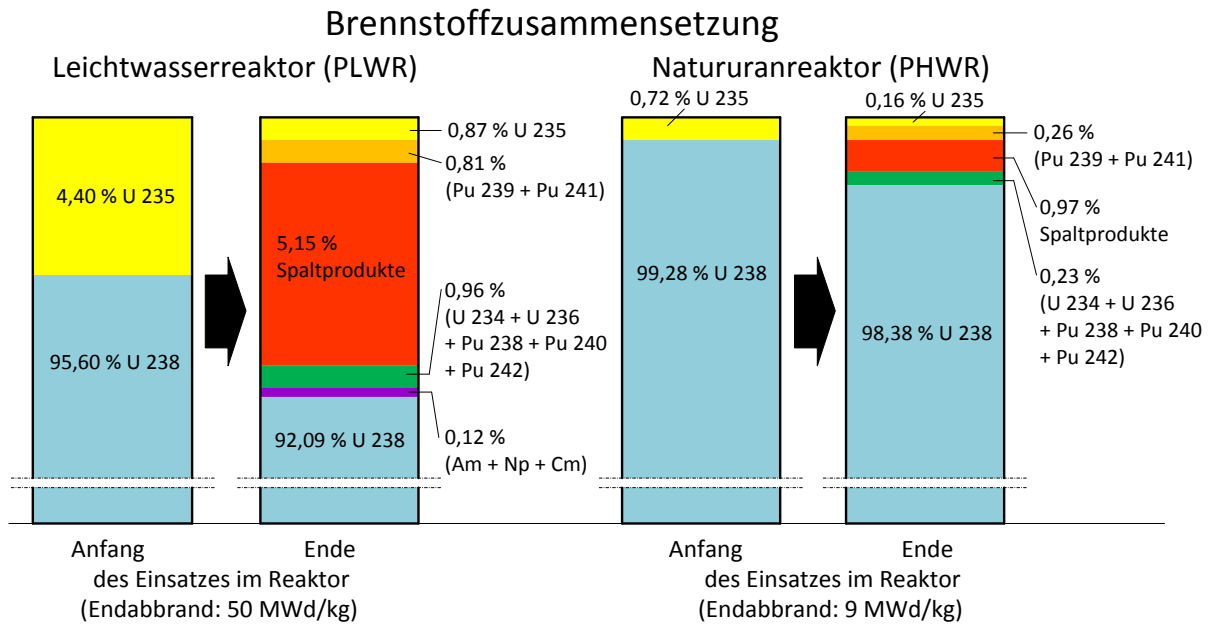
- Diffusion durch eine poröse Membran, oder
- Leitung durch eine Kaskade von Gaszentrifugen

herbeigeführt. Hierfür ist der aus der Uranerzverarbeitung erhaltene Feststoff U3O8 (Yellow Cake) in einem chemischen Verfahren über UO<sub>2</sub> in ein gasförmiges Molekül UF<sub>6</sub> (Uranhexafluorid) zu überführen und das Produkt nach der Anreicherung wieder zu UO<sub>2</sub> zu konvertieren, damit daraus die Brennstoffkörper (Pellets) gefertigt werden können. Das bei der Anreicherung entstehende Nebenprodukt (abgereichertes Uran) enthält noch ca. 0,3 % U235. Weitere, physikalisch mögliche aber großtechnisch unbedeutende Verfahren sind die elektromagnetische Anreicherung, verschiedene Laserverfahren und die Trenndüsenmethode. In Abb. 2.1 sind Anfangs- und Endzusammensetzung des eingesetzten Brennstoffes für typische Endabbrände eines PLWR und eines PHWR gegenübergestellt. Bemerkenswert ist, daß unter den dabei angenommenen Randbedingungen der abgebrannte Brennstoff des PLWR noch einen höheren U235-Gehalt aufweist als Natururan. Wird, z.B. aus wirtschaftlichen Gründen, auf eine Wiederaufarbeitung der abgebrannten PLWR-BE verzichtet, dann ist deshalb hinsichtlich Brennstoffausnutzung der PHWR dem PLWR deutlich überlegen. Insofern wäre zur Ressourcenschonung – auch unter Einbeziehung des o. g. Spaltstoffverlustes bei der Anreicherung – grundsätzlich dem NUR, unabhängig von der eingesetzten Technik (PHWR oder CANDU), eindeutig der Vorzug vor dem LWR zu geben. Dieser Unterschied in der Brennstoffnutzung kann – und wird real teilweise – relativiert durch die Möglichkeiten

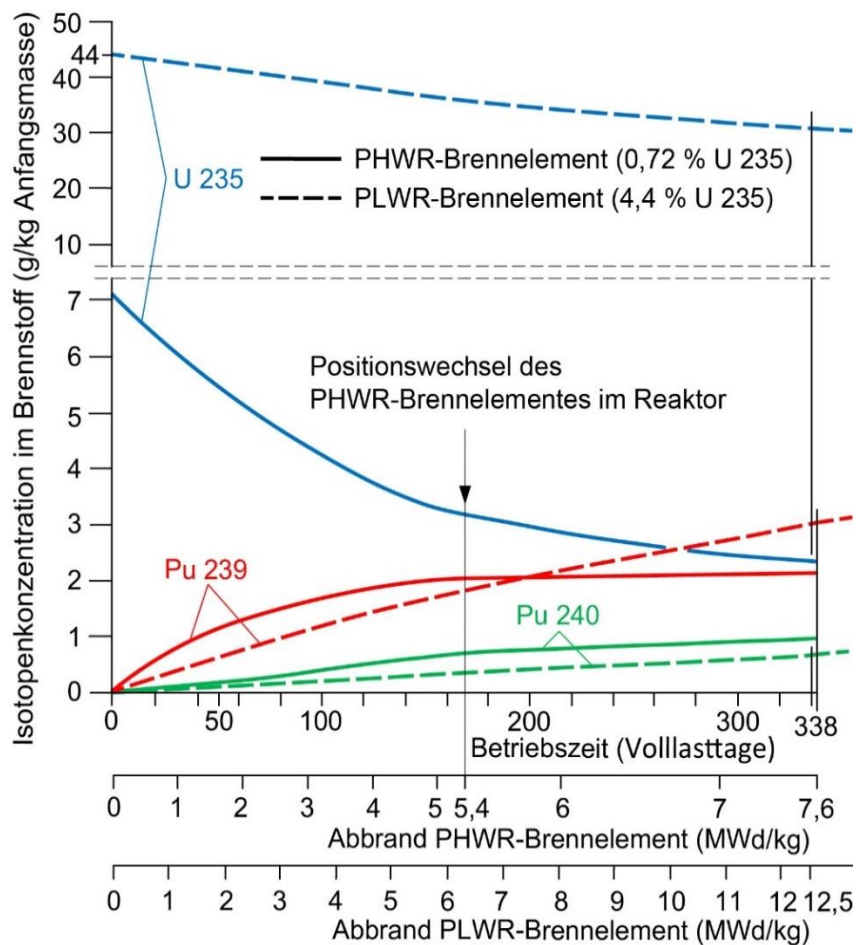
- einer Verlängerung des BE-Einsatzes in LWR, unter Inkaufnahme von Leistungsreduktion (falls dies mit der BE-Einsatzplanung und der Leistungsanforderung für das Kraftwerk vereinbar ist). Dadurch kann der Endgehalt an U235 weiter reduziert werden.
- der Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffes und Herstellung von **Mischoxid** (MOX)-BE, wodurch sowohl rückgewonnenes U235 und Pu239/Pu241 als auch abgereichertes Uran aus dem Erstanreicherungsprozeß einer Nutzung zugeführt wird.

Ein weiterer, politisch sehr bedeutsamer Aspekt des NUR ist, daß seine kernphysikalischen Eigenschaften die Gewinnbarkeit waffenfähigen Plutoniums sehr begünstigen. Wichtig ist dabei, daß sich im Reaktorbetrieb bereits nach kurzer Einsatzzeit möglichst viel extrahierbares Pu239 gebildet hat, bevor sich das in Kernwaffen störende Isotop Pu240 in nennenswertem Umfang aufbauen konnte.

Den Verlauf der U235-, Pu239- und Pu240-Konzentrationen in BE von PLWR und PHWR mit zunehmender Nennlast-Betriebszeit zeigt beispielhaft die Abb. 2.2.



**Abb. 2.1:** Brennstoffzusammensetzungen für ein BE mit 4,4 % U235-Anfangsanreicherung [2.1] und ein BE aus Natururan [2.2] an Anfang und Ende des Einsatzes im Reaktor



**Abb. 2.2:** U235-, Pu239- und Pu240-Konzentrationen in PLWR-BE [2.1] und PHWR-BE [2.3], abhängig von Abbrand und Nennlast-Betriebszeit

Der in Abb. 2.2 dargestellte Betriebszeitumfang entspricht beim PHWR der gesamten Einsatzdauer eines BE, beim PLWR nur der ersten von insgesamt vier gleich langen Einsatzperioden. Beim PHWR-BE wird davon ausgegangen, daß nach etwa der Hälfte der Zeit ein Positionswechsel innerhalb des Reaktordruckbehälters (RDB) mit gleichzeitiger Änderung der Abbrandgeschwindigkeit vorgenommen wird [2.4]. Die unterschiedlichen Aufbaugradienten des Pu239-Isotops am Betriebsbeginn bestätigen anschaulich die obige Aussage zur besonderen Eignung von NUR für die Produktion von waffenfähigem Pu239. So steigt anfangs der Pu239-Gehalt im PHWR-BE deutlich schneller als im BE des PLWR. Gleichzeitig ist die Bildungsaktivität des – für den Waffenbau schädlichen – Pu240-Nuklids zu Bestrahlungsbeginn noch nicht voll ausgeprägt. Des Weiteren kommt auch die dem NUR inhärente Notwendigkeit des BE-Austausches während des Leistungsbetriebes der Anlage seiner Verwendung als Lieferant von Waffen-Pu entgegen. So können einzelne BE nach praktisch jeder beliebigen Einsatzdauer entnommen (und durch frische BE ersetzt) werden, ohne den Reaktorbetrieb zu unterbrechen.

### 2.1.1.2 Moderator

Zum Betrieb eines thermischen Reaktors sind die Spaltneutronen mit Hilfe eines Moderators, der die Brennstäbe bzw. die Kühlkanäle umgibt, von ca. 10.000 km/s auf eine Geschwindigkeit von ca. 2 km/s abzubremsen. Im Vergleich zu angereichertem Brennstoff ist aber die Dichte freier Neutronen im Natururanbrennstoff rel. niedrig. Mit einer Neutronenabsorptionsrate im Moderatormedium, wie sie sich z.B. in normalem (leichtem) Wasser einstellt, könnte man deshalb eine Kettenreaktion im Kern eines NUR nicht aufrechterhalten.

Als Moderatorstoffe für NUR haben Graphit und Schwerwasser praktische Anwendung erlangt. Letzteres, zu 0,015 % im normalen Wasser enthalten, ist dadurch gekennzeichnet, daß die beiden Wasserstoffatome im Wassermolekül außer dem Proton zusätzlich jeweils ein Neutron enthalten. Im Vergleich zum Normalwasser ändern sich dadurch neben thermodynamischen Stoffwerten und Dichte auch moderationsrelevante Eigenschaften. Tab. 2.1 zeigt sowohl für das normale als auch das schwere Wasserstoffatom die Zahl der notwendigen Zusammenstöße für die Abbremsung von Neutronen auf „thermische“ Geschwindigkeit, sowie den Einfangquerschnitt für thermische Neutronen. Daneben sind die entsprechenden Werte für Beryllium und den Moderator Graphit angegeben. Die Zahlen für U238 sind als ergänzende Information mit aufgenommen. Der direkte Vergleich von „einfachem“ (H) mit Schwerem Wasserstoff (D) – und somit physikalisch konsequent auch der von Normalem mit Schwerem Wasser – ergibt, daß ein Neutron in Schwerem Wasser zwar etwas mehr Zusammenstöße für die Abbremsung auf thermische Geschwindigkeit benötigt; die Neutroneneinfangneigung aber überproportional geringer ist als bei Normalwasser. Die letztlich entscheidende Größe „Moderationsfähigkeit“ liegt dadurch für Schwerwasser ca. um den Faktor 80 höher als für Normalwasser (siehe Tab. 2.2). Die wesentlichen Vor- und Nachteile von Graphit und Schwerwasser als Moderatoren sind in Tab. 2.2 zusammengefasst.

	Wasserstoff $^1_1\text{H}$	Schwerer Wasserstoff $^2_1\text{H (D)}$	Beryllium $^9_3\text{Be}$	Kohlenstoff (Graphit) $^{12}_6\text{C}$	Uran $^{238}_{92}\text{U}$
Zahl der Zusammenstöße zur Energieverminderung von 1,75 MeV auf 0,025 eV	18	25	86	114	2172
Einfangquerschnitt für thermische Neutronen (in barn)	0,325	0,0005	0,0085	0,005	2,8

**Tab. 2.1:** Eigenschaften verschiedener Moderatoren; zum Vergleich Angaben für U238 [2.5]

		Moderator	
		Graphit (C)	Schwerwasser (D2O)
Vorteile	Kostengünstig		<b>Beste Moderationsfähigkeit</b> $MF = (\ln E_0/E_n) \cdot \bar{\sigma}_{el} / \bar{\sigma}_\gamma = 5670$ (Zum Vergleich: Graphit MF = 192, Leichtes Wasser MF = 71) $E_0$ = Energie des Neutrons vor dem Stoß $E_n$ = Energie des Neutrons nach dem Stoß $\bar{\sigma}_{el}$ = Wirkungsquerschnitt für die Streuung von Neutronen $\bar{\sigma}_\gamma$ = Wirkungsquerschnitt für den Einfang von Neutronen  <b>Moderationswirkung</b> durch Änderung der Moderator-temperatur (in bestimmten Grenzen) <b>steuerbar</b>  <b>Doppelfunktion</b> als Moderator und Kühlmittel <b>möglich</b>  <b>Moderator Kühlsystem zur Speisewasservorwärmung und Nachwärmeabfuhr verwendbar</b>
Nachteile, Probleme	Großes Volumen wegen hoher Zahl notwendiger Neutronen-Kollisionen zur Abbremsung auf "thermische" Geschwindigkeit notwendig  Volumenänderung bei Bestrahlung  Energiespeicherung (WIGNER-Energie) im unteren Temperaturbereich  Latente Brandgefahr  Korrosion bei Verwendung von CO <sub>2</sub> als Kühlmittel		<b>Hohe Herstellungskosten</b> , da Gehalt an Schwerem Wasserstoff (D) im natürlichen Wasserstoff (H) nur 0,015 %, und Anreicherung auf > 99% erforderlich  <b>Verfahrenstechnische Systeme zur D2O-Reinigung und Aufrechterhaltung der notwendigen D2O-Konzentration im Kraftwerk erforderlich</b>

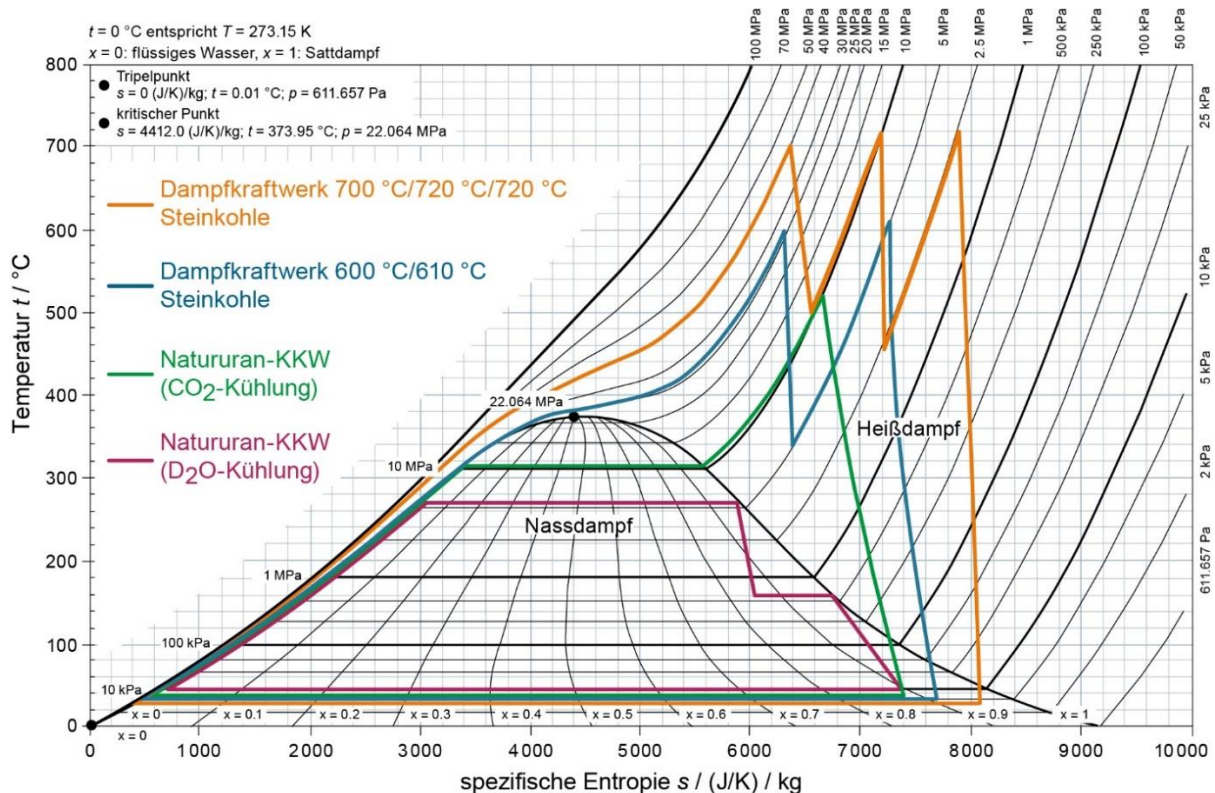
Tab. 2.2: Moderatoren für Natururan-KKW; Vor- und Nachteile

### 2.1.1.3 Kühlmittel

Das Kühlmittel, zugleich Wärme-Träger und –Transporteur der im Reaktor freigesetzten Wärmeleistung, kann gasförmig oder flüssig sein. Als Gase wurden für NUR einmalig Luft (militärische Anlage Windscale, UK), ansonsten immer CO<sub>2</sub> verwendet. Flüssige Reaktorkühlmittel sind schweres oder leichtes Wasser. Während es bei CO<sub>2</sub> und H<sub>2</sub>O stoffspezifische und kommerzielle Kriterien sind, die gezielt zu ihrer Wahl als Kühlmittel führen, sind es beim D<sub>2</sub>O reaktorbetriebliche Gesichtspunkte, die dieses rel. teure, in reaktorphysikalischer Funktion nur als Moderator unverzichtbare Medium auch als Kühlmittel zum Einsatz kommen lassen. Beim PHWR kann dadurch der Moderatorbehälterraum innerhalb des RDB zum Kühlmittelbereich hin geöffnet werden; aufgrund des entstehenden Druckausgleiches hat der Moderatorbehälter im Leistungsbetrieb der Anlage dann nur noch die Funktion einer Temperaturbarriere zwischen Moderator und Kühlmittel. Die vorhandenen Ausgleichsöffnungen für diesen Druckausgleich ermöglichen auch, durch Umschaltung von Armaturen im reaktor-externen Teil des Moderator Kühlsystems, eine Strömungsvermischung mit dem Reaktorkühlsystem. In dieser Nachkühlfunktion des Moderator Kühlsystems nach Reaktorabschaltung wird der Moderator zum Kühlmittel.

Beim Reaktorkonzept mit Druckröhren bringt die Doppelfunktion des Schwerwassers insbesondere den Vorteil, daß mögliche Leckagen von der Hochdruck(Kühlmittel)-Seite zur Niederdruck(Moderator)-Seite keine Kontamination des Moderators zur Folge haben, wie dies bei H<sub>2</sub>O als Kühlmittel der Fall wäre.

Mit einer Entscheidung für CO<sub>2</sub> als Kühlmedium in Leistungsreaktoren ist zumeist auch die Vorstellung verbunden, durch die rel. hohe – vom Druck entkoppelbare – erzielbare Gasaustrittstemperatur aus dem Reaktor einen Wasser/Dampf-Kreislauf mit Frischdampferten nahe denen konventioneller Dampfkraftwerke zu ermöglichen. Diesem Anspruch sind jedoch seitens der BE bzgl. Hüllrohr- bzw. Beschichtungswerkstoff Grenzen gesetzt. Mit dem Übergang von üblichen Zirkonlegierungen oder Beryllium auf widerstandsfähigere Materialien wie z.B. Stahlrohre sind zwar CO<sub>2</sub>-Austrittstemperaturen in der Größenordnung von ca. 550 bis 650 °C realisierbar, aber – aufgrund gesteigerter Neutronenabsorption - nur mit dem unangenehmen Kompromiß einer leichten Urananreicherung. Außerdem sind Zwischenüberhitzungen (ZÜ) zur Wirkungsgradsteigerung wie bei konventionellen Dampferzeugern mit derzeit realisierten ReaktorbaufORMen nicht möglich. Darüber hinaus ist für eine Begrenzung des Reaktorvolumens sowie für akzeptable Wärmeübergangszahlen ein möglichst hoher CO<sub>2</sub>-Druck anzustreben. Dies bedingt aber große und leistungsstarke Kompressoren, deren hoher elektrischer Eigenbedarf die Nettoleistung des Kraftwerks reduziert und damit den Vorteil eines guten thermischen Wirkungsgrades wieder relativiert.



**Abb. 2.3:** Wasser/Dampf-Kreisprozesse von Steinkohle-Kraftwerken und Natururan-KKW

Abb. 2.3 stellt im  $t,s$ -Diagramm die Wasser/Dampf-Kreisprozesse mit Schwerem Wasser (rot) und mit CO<sub>2</sub> (grün) als Reaktorkühlmittel denen eines heute standardmäßigen (blau) sowie eines thermodynamisch maximierten konventionellen Steinkohlekraftwerkes („700 °C-Kraftwerk“ mit doppelter ZÜ, orange) gegenüber. Die zugeordneten Nettowirkungsgrade der Kraftwerke liegen bei den beiden Natururanvarianten zwischen ca. 30 und 35 %, bei aktueller Steinkohletechnologie bei ca. 46 % und beim 700 °C-Kraftwerk bei über 50 %. Die exakten spezifischen Wirkungsgradwerte einer Anlage sind dabei neben der Thermodynamik auch von der

Einheitengröße und den Standortbedingungen (z.B. der Temperatur der Wärmesenke) abhängig. Konzepte mit Leichtem Wasser als Kühlmittel in Kombination mit Natururan wurden nur in zwei Prototypanlagen verwirklicht und dann nicht mehr weiterentwickelt.

Tab. 2.3 faßt die Hauptmerkmale aller drei, in Natururan-Kraftwerken als Kühlmittel eingesetzten Stoffe zusammen.

	CO <sub>2</sub>	Kühlmittel D <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O (in Kombination mit D <sub>2</sub> O als Moderator)
<b>Vorteile</b>	<p>Kostengünstig</p> <p>Betriebstemperatur vom Betriebsdruck unabhängig</p> <p>Bei Graphit als Moderator keine metallische Materialbarriere zwischen Kühlmittel und Moderator notwendig</p> <p>Betriebstemperatur ermöglicht Dampfzustände nahe denen konventioneller Dampfkraftwerke</p>	<p>In Kombination mit D<sub>2</sub>O als Moderator physikalische Trennung von Moderator und Kühlmittel nicht zwingend erforderlich</p> <p>Anlagenkonzepte mit Reaktor-Druckbehältern weitgehend identisch mit denen von PLWR → Hohe Synergieeffekte in Design und Betriebserfahrung</p>	<p>Kostengünstig wegen D<sub>2</sub>O-Ersparnis</p> <p>Beim Anlagenkonzept mit Reaktor-Druckbehälter sind Reaktorkühlkreislaufkomponenten (Hauptkühlmittelpumpen, Dampferzeuger) identisch denen bei PLWR → Höchste Synergieeffekte in Design und Betriebserfahrung</p>
<b>Nachteile</b>	<p>Maximale Betriebstemperatur aus Korrosionsgründen auf 500 bis 550 °C begrenzt</p> <p>Schlechte Wärmeübergangsbedingungen</p> <p>Dampferzeuger-Korrosion</p> <p>Hoher elektrischer Eigenbedarf für die CO<sub>2</sub>-Umwälzung</p>	<p>Herstellung teuer</p> <p>D<sub>2</sub>O-Anreicherungsanlage erforderlich</p> <p>Beim Druckwasser-Anlagenkonzept Verhinderung der Dampfbildung im Reaktorkühlkreislauf notwendig, deshalb</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- hoher Druck (ca. 115 bar) im Reaktorkühlkreislauf erforderlich, um akzeptable Dampferzeuger-Eintrittstemperaturen (ca. 315 °C) zu ermöglichen</li> <li>- Beschränkung der Frischdampfbedingungen auf Sattdampfzustand (ca. 56 bar/270 °C)</li> </ul> <p>→ niedriger thermischer Wirkungsgrad des Kraftwerks</p>	<p>Reinigungs- und Aufbereitungssysteme für D<sub>2</sub>O <b>und</b> H<sub>2</sub>O erforderlich</p> <p>Bei Leckagen von H<sub>2</sub>O in D<sub>2</sub>O hoher Aufwand für die Wiederaufkonzentration</p>

**Tab. 2.3:** Kühlmittel für Natururan-KKW; Vor- und Nachteile

### 2.1.2 Deutsches Entwicklungshauptziel Brütertechnologie

Die deutsche Kernenergieforschung nach dem 2. Weltkrieg, die 1955 gegenüber den auf diesem Gebiet bereits etablierten Nationen mit ca. 10 Jahren Verspätung begann, hatte von Anfang an die Entwicklung der Brütertechnologie zum Hauptziel [2.6]. Hintergrund dieser Aktivitäten war die Hypothese eines mittel- bis langfristig verknappenden und sich damit vertuernden Uranangebotes, so daß die Technik der thermischen Leistungsreaktoren mit Konversionsraten < 1 durch Brutreaktoren zu ersetzen sind.

Hierzu wurde für die beiden, im gleichen Jahr (1956) in Deutschland gegründeten Kernforschungszentren eine Aufgabenteilung vorgenommen, nach der

- im Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) der Uran-Plutonium-Zyklus (schneller Brüter),
- im Kernforschungszentrum Jülich der Thorium-Uran-Zyklus (thermischer Brüter)

im Vordergrund der Arbeiten stehen sollten.



Während in den 60er Jahren des letzten Jahrhunderts der Aufbau und Einsatz von Versuchsanlagen zur Durchführung reaktorphysikalischer Untersuchungen sowie grundlegende konzeptionelle Entscheidungen im Mittelpunkt der Arbeiten standen, waren es im darauffolgenden Jahrzehnt technologische Fragen und zunehmend politische und genehmigungstechnische Einflüsse, die die Aktivitäten zur Realisierung der Demonstrationskraftwerke zu den beiden Brütertypen dominierten.

### 2.1.2.1 Schneller Brüter

Das „Projekt Schneller Brüter“ startete - nach einigen Jahren der Vorbereitung – im April 1960 unter Beteiligung einer Reihe von Instituten und Abteilungen, die bereits am KfK ansässig waren [2.7]. Neben umfangreichen theoretischen und experimentellen Grundlagenuntersuchungen wurden mehrere Versuchseinrichtungen für großtechnische physikalische Experimente aufgebaut und betrieben (SUAK, STARK, SNEAK). Neben diesen eigenen Anlagen standen über Kooperationsvereinbarungen auch externe Einrichtungen für Versuche zur Verfügung. Parallel hierzu verliefen Arbeiten zur BE-Entwicklung und Wiederaufarbeitung, wobei unter Einbindung von Industriefirmen auch die **Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)** auf dem Gelände des KfK errichtet wurde.

Markante Richtungsentscheidungen auf dem Weg zum Anlagenkonzept für das geplante 300 MWel-Prototypkernkraftwerk waren

- **oxidischer** (anstatt metallischer) Brennstoff.  
Für metallischen Brennstoff wurde eine Abbrandbegrenzung bei ca. 10 bis 15.000 MWd/t ermittelt. Damit war er für einen wirtschaftlichen Kraftwerksbetrieb ungeeignet.
- **„Interner“** (anstatt „Externer“) Brüter.  
Diese etwas abstrakte Bezeichnung bezieht sich auf die Gestaltung von Spaltzone und umgebender Brutzone des Reaktorkerns. Während beim externen Brüter die Spaltzone hochangereichert – > 30 % - ist, und die Kernumwandlungen hauptsächlich in der äußeren Brutzone stattfinden, ist dies beim internen Brüter etwas nivelliert, so daß in der Spaltzone eine Anreicherung von ca. 15 bis 20 % ausreicht.
- **Natrium** (anstatt Dampf oder Helium) als Kühlmittel.  
Während die Variante „Heliumkühlung“ bereits zu einem frühen Stadium (1963) aufgrund zu erwartender technischer Probleme eliminiert wurde, war der „Dampfbrüter“ noch bis 1969 im Rennen; diese Parallelentwicklung fand letztlich bis zur Erstellung baureifer Unterlagen für je ein 300 MWel-Prototypkraftwerk für Dampf- und Natriumkühlung statt, obwohl bereits ursprünglich geplant war, als Ergebnis eines Vergleiches den Bau nur einer Anlage zu beschließen. Neben physikalischen und technischen Argumenten war die Tatsache, daß nur die Natriumvariante auch in anderen Ländern verfolgt wird und damit ein internationaler Informationsaustausch möglich wird, von hoher Bedeutung für die Entscheidung zugunsten von Natrium.
- **Loop (Schleifen)-Konzept** (anstatt Pool (Becken)-Konzept) für die Natrium-Variante.  
In dieser, für die verfahrenstechnische Ausführung des Wärmeabtransportsystems vom Reaktorkern bis zum DE bedeutendsten Entscheidung weicht die deutsche Lösung der separaten Anordnung von Reaktortank, Pumpen und Zwischenwärmetauscher von der aller anderer Länder ab. In Abwägung der Vorteile beider Technologien [2.8], d. h.  
für das Pool-Konzept:
  - kompakte, raumsparende Bauweise,

## 2 Entwicklungsgeschichte des Natururanreaktors

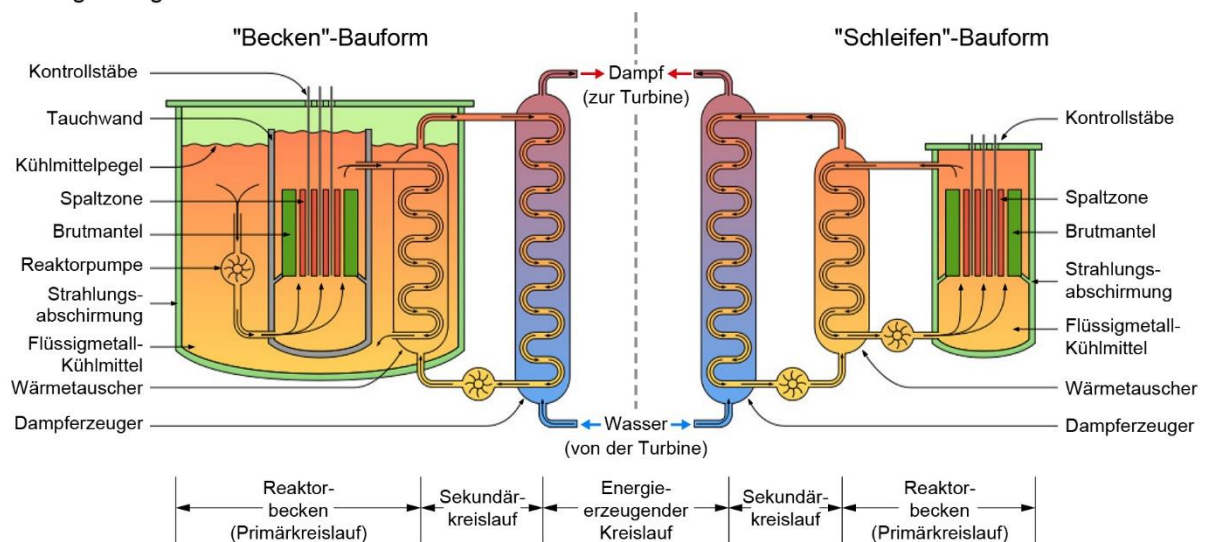
- Begrenzung des Primärsystembereiches auf **einen** großen Behälter, und damit
- inhärente Sicherheit gegen Kühlmittelverlust durch Kreislaufleckagen.

für das Loop-Konzept:

- mehr Freiheit bei der Gestaltung der Anlage,
- leichtere Extrapolierbarkeit auf sehr große Einheiten,
- bessere Möglichkeit zur Instrumentierung,
- mehr Freiheit bei der Anordnung der Abschirmung,
- bessere Zugänglichkeit für Montage, Inspektion und Reparatur,
- prinzipielle Möglichkeit, den sekundären Natriumkreislauf ohne Neukonzeptionierung des Reaktors zu eliminieren,

fiel die Wahl auf das Loop-Konzept.

### Flüssigmetallgekühlte schnelle Brutreaktoren



**Abb. 2.4:** Schneller, natriumgekühlter Brutreaktor; Pool (Becken)- und Loop (Schleifen)-Bauform [2.9]

Mit der KNK (**Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage**) auf dem Gelände des KfK wurde, als vorlaufendes Projekt zum 300 MWe1-Prototypkraftwerk SNR-300 (**Schneller Natriumgekühlter Reaktor**), eine Anlage geschaffen, die bereits alle essentiellen Elemente eines Schnellbrüter-KKW einschließlich des Wasser/Dampf-Kreislaufes für die Stromerzeugung (20 MWe1) enthielt. In seiner ersten Ausbaustufe (KNK I) wurde das Kraftwerk – von 1971 bis 1974 - noch mit „thermischem“ Kern und Feststoffmoderator (Zirkonhydrid) betrieben und diente vor allem dem Nachweis der großtechnischen Beherrschung der Technologie der Natriumkühlung. Mit dem Austausch des thermischen UO<sub>2</sub>-Kerns in einen schnellen UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>-Kern sowie umfangreichen Ertüchtigungsmaßnahmen war KNK II von 1977 an als erstes und einziges deutsches Schnellbrüter-KKW im Einsatz, bis es 1991 stillgelegt wurde [2.10].

Die Bauarbeiten für den SNR-300 – auch bekannt als KKW Kalkar – begannen im Frühjahr 1973; fertiggestellt wurde er 1985 [2.11]. Basis der Anlagen-Finanzierung war ein Regierungsabkommen zwischen den Niederlanden, Belgien und der BRD, in dem man sich auf ein Anteilverhältnis von 15:15:70 einigte.

Dementsprechend bestand auch das gebildete Herstellerkonsortium aus einer niederländischen, einer belgischen und – mit Siemens und INTERATOM (**I**nternationale **A**tomreaktorbau GmbH) – zwei deutschen Firmen, die sich auch die Lieferanteile im gleichen Verhältnis teilten. Als späterer Betreiber des Kraftwerks war mit dem RWE (**R**heinisch-**W**estfälisches **E**lektrizitätswerk AG) ein deutsches EVU (**E**nergieversorgungsunternehmen) vorgesehen. Die Anlagenerrichtung selbst war von vielen ungünstigen Begleiterscheinungen ökonomischer, finanzieller, juristischer und politischer Art beeinträchtigt.

Der SNR-300 ging nie ans Netz. 1991 wurde die betriebsfähige Anlage - vordergründig aufgrund hoher laufender Bereithaltungskosten für die permanente Flüssighaltung des Natriums – eingestellt. Damit war auch das Konzept des schnellen, natriumgekühlten Reaktors in Deutschland insgesamt am Ende, ohne daß es seine großtechnische Funktions- und Zukunftsfähigkeit unter Beweis stellen konnte. Allerdings sind dem Betreiber (bzw. den Teilnehmerstaaten) für den Fall des Scheiterns nach Reaktor-Inbetriebnahme auch zusätzliche, hohe Rückbaukosten aufgrund der dann kontaminierten Anlagenteile erspart geblieben.

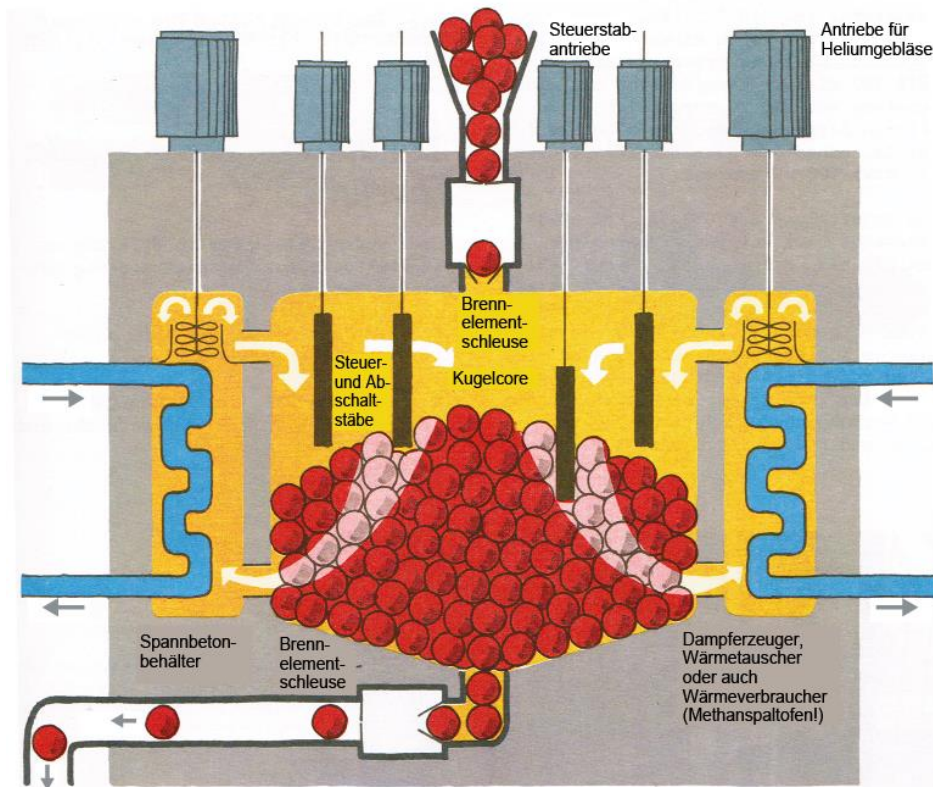
### 2.1.2.2 Thermischer Brüter

Um das Element Thorium, das in der Natur wesentlich reichlicher vorkommt als Uran, für die Kernenergieerzeugung zu erschließen, wurden die drei Reaktorgrundkonzepte

- gasgekühlter Hochtemperaturreaktor,
- schwerwassermoderierter Reaktor, und
- Salzschnmelzenreaktor

in Studien auf ihre Tauglichkeit untersucht, aus Th232 mittels thermischer Neutronen aus der Spaltung von U235 das seinerseits dann spaltbare U233 zu erbrüten. Die weiteren Arbeiten konzentrierten sich auf den heliumgekühlten Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktor, für den in unmittelbarer Nähe des Kernforschungszentrums Jülich ein 15 MWel-Versuchskraftwerk (AVR) errichtet wurde [2.12]. Die Brennelemente waren dabei Kugeln mit ca. 6 cm Durchmesser, deren Kern aus einer Menge sog. „coated particles“ – Brennstoffkörner aus Thorium und höchstangereichertem Uran 235, umhüllt von Graphit - bestand, der wiederum von einer moderierenden Graphitschale umgeben war. Abb. 2.5 zeigt schematisch und vereinfacht den Reaktor eines Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktors [2.13]. Die Austrittstemperaturen des Heliums aus dem Kugelcore des AVR erreichten Werte bis max. ca. 950 °C, sodaß damit – im Gegensatz zu wassergekühlten Reaktoren – Frischdampfzustände möglich waren, die denen in konventionellen Kohlekraftwerken entsprechen. Darüberhinaus entstanden Ideen, das hohe Temperaturniveau des Heliums zur Kombination mit Gasturbinen, zur Kohlevergasung oder zur „Nuklearen Fernwärmeversorgung“ auszunutzen; technisch umgesetzt wurden diese jedoch nicht. Die AVR-Versuchsanlage war bis Ende 1988 in Betrieb und diente als Referenz für das Prototypkraftwerk THTR-300 in Hamm-Uentrop.

Die erhoffte Brutrate  $>1$  wurde beim THTR-300 aus technologischen und reaktorphysikalischen Gründen nicht annähernd erreicht. Unterschiedliche technische Probleme beim Betrieb der Anlage, einschränkende politische Entscheidungen (Lieferboykott der USA für hochangereichertes Uran in 1977), immense Kostensteigerungen während der Bauzeit, Sicherheitsrisiko-Analysen, sowie die Notwendigkeit einer spezifischen Wiederaufarbeitungstechnik zur Separation des erbrüteten U233 führten dazu, daß der THTR-300 nach nur drei Jahren Betrieb in 1988 stillgelegt wurde.



**Abb. 2.5:** Thermischer, heliumgekühlter Brutreaktor (Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktor) [2.13]

### 2.1.3 Natururanreaktoren im geplanten Kraftwerksverbund

Die massive Konzentration der kerntechnischen Forschungs- und Entwicklungstätigkeit auf den Brutreaktor leitete sich aus der damaligen Zukunftsvision für den Kraftwerkmarkt ab. Demnach sollte bereits einige Jahrzehnte nach dessen Einführung der Schnelle Brüter die KKW-Szene dominieren oder gänzlich beherrschen; daneben wurde zur Spitzenlastdeckung lediglich dem Konventionellen Kraftwerk (damals auf Öl- oder Kohlebasis) noch eine, wenn auch deutlich flachere, expansive Entwicklung unterstellt. Alle anderen KKW-Typen – ob bereits realisiert, wie der LWR und der SWR (hier: **Schwerwasserreaktor**), ob in der Versuchsphase oder nur als theoretisches Konzept existent – sollten für diese Übergangszeit einerseits den angeforderten elektrischen Strom bereitstellen; darüberhinaus aber auch mit dem bei ihrem Betrieb erzeugten, nicht verbrannten und auch nicht rezyklierten, spaltbaren Plutonium ( $\text{Pu}239$  und  $\text{Pu}241$ ) einen äusseren Pu-Pool beliefern. Aus diesem Pool, so die Strategie, sollten die Spaltzonen der Schnellbrüter zunehmend mit Plutonium versorgt werden, um damit nach und nach auf deren anfänglich notwendige Ausstattung mit neu zu beschaffendem  $\text{U}235$  verzichten zu können.

In [2.2] von 1968 wurden auf Grundlage einer Strombedarfsschätzung für die USA umfangreiche Optimierungsrechnungen unter Einbeziehung von 11 verschiedenen KKW-Varianten sowie einem Konventionellen Kraftwerk auf Heizölbasis durchgeführt mit dem Ziel, den Einfluß wichtiger Parameter auf die langfristig optimale Reaktorstrategie kennenzulernen. Das Optimierungskriterium war dabei die Minimierung des Barwertes aller Ausgaben zur Deckung des Strombedarfs in einem vorgegebenen Zeitraum von der Größenordnung einer Kraftwerks-

lebensdauer. Unter Annahme charakteristischer Kenngrößen der verschiedenen Kraftwerkstypen sowie Variation

- der unterstellten, zur Verfügung stehenden Uranreserven verschiedener Kostenkategorien,
- des Untersuchungszeitraumes, und
- des angenommenen Markteintrittes für den Schnellbrüter

ergaben sich unterschiedliche Strategien bezüglich

- der KKW-Typen, die sich aus allen miteinander konkurrierenden Technologien für eine jeweilige Randbedingungskombination als sinnvoll für eine Beteiligung an der Stromerzeugung herausgestellt haben,
- des Eintritts- und Absterbezeitpunktes für die **zugebaute** Stromerzeugungskapazität bzw. Pu-Lieferungspotenz der beteiligten Anlagentypen, und
- des Verlaufes und der Höhe des zugebauten Stromerzeugungsanteiles für die beteiligten Partner.

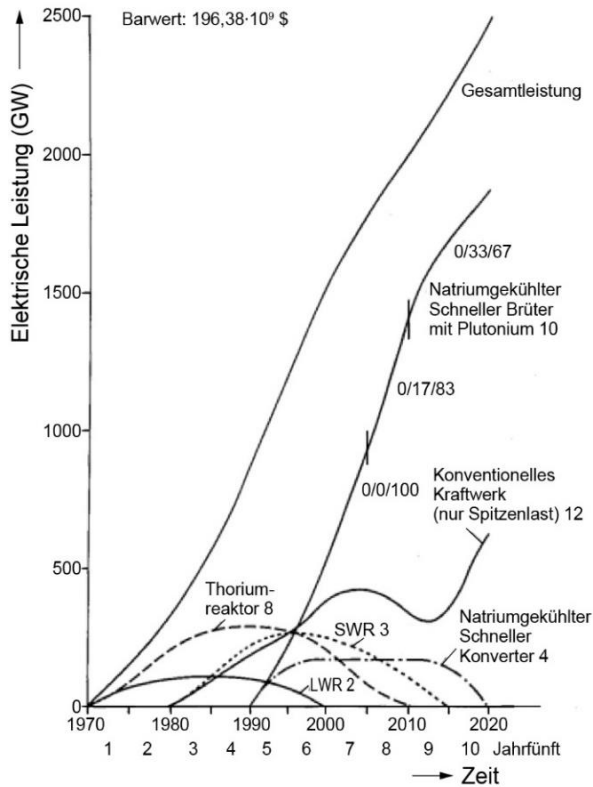
Abb. 2.6 [2.2] zeigt für USA beispielhaft eine dieser Strategien. Der Markteintritt des Schnellen Natriumgekühlten Brütters ist dabei für 1990 unterstellt. Die beiden damals schon kommerziell betriebenen KKW-Typen Leicht- und Schwerwasserreaktor sind mit LWR 2 bzw. SWR 3 eingetragen; Thoriumreaktor und Natriumgekühlter Schneller Konverter dagegen existierten im Jahr 1968, wie auch der Schnelle Brüter, lediglich als theoretische Grobkonzepte. Das Konventionelle (Kohle- oder Öl-) Kraftwerk 12 diente danach ausschließlich der Spitzenlastdeckung, während der expandierende Natriumgekühlte Schnelle Brüter mit Plutonium 10 nach anfänglich reiner Grundlastfahrweise zunehmend auch die Mittellastanforderung übernehmen sollte. Ab 2020 wäre demnach Kraftwerkszubau nur noch für diese beiden Anlagentypen vorgesehen gewesen. Nachdem sich planmäßig der ausschließlich plutoniumbetriebene Schnelle Natriumbrüter als langfristig einzig verbleibender KKW-Typ durchgesetzt hätte, wäre spätestens nach Stilllegung aller anderer KKW vollständige Unabhängigkeit von weiterer externer Spaltstofflieferung gegeben gewesen.

In Abb. 2.7 [2.2] ist für alle in dieser Studie berechneten Strategien der zeitliche, kumulierte Verlauf des Uranverbrauchs aufgetragen. Für die in Abb. 2.6 dargestellte Version (entsprechend Fall 5 in Abb. 2.7) wäre die Unabhängigkeit vom U235 demnach etwa im Jahr 2010 erreicht worden. Die dann über den Brutprozeß nutzbaren Vorräte an latenter Spaltenergie in Form von U238 (und evtl. auch Th232) können als unbegrenzt angesehen werden. Zum Vergleich sind in Abb. 2.7 auch die Uranverbrauchskurven für den Fall aufgenommen, daß der gesamte Stromverbrauch durch LWR- bzw. SWR gedeckt würde. Im Szenarie-Beispiel der Abb. 2.6 ist dem SWR ein sehr gewichtiger Anteil – sogar ein deutlich größerer als dem LWR – an der Leistungserzeugung während der Phase zugeordnet worden, in der der Pu-Vorrat aufgebaut wird und das rasante Wachstum des Schnellbrüteranteils beginnt. Hierfür wurde jedoch von drei entscheidenden, sich z. T. gegenseitig beeinflussenden Voraussetzungen ausgegangen:

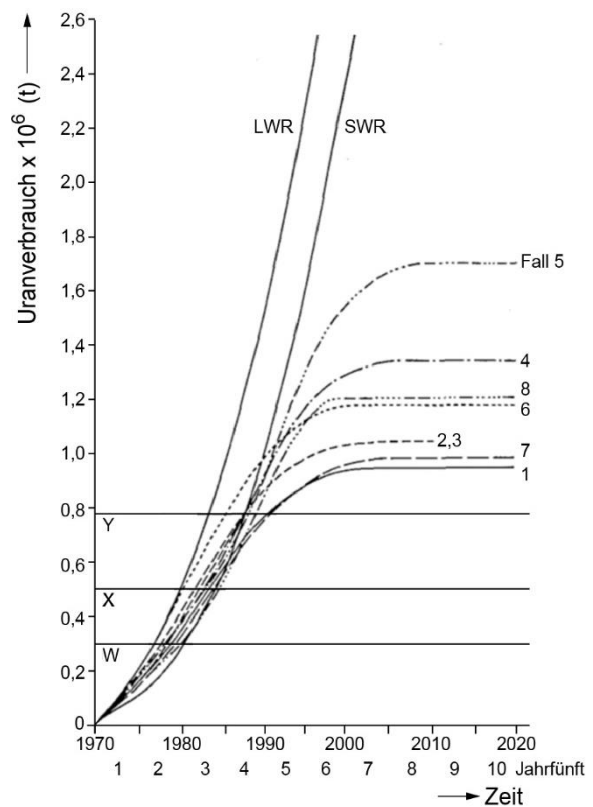
- eine, für die Zukunft erwartete, sehr starke Expansion des elektrischen Strombedarfes,
- einer, auf dem damaligen Kenntnisstand beruhenden Annahme, daß die billigen Uranreserven binnen weniger Jahrzehnte erschöpft sind, und – daraus abgeleitet –
- ein rel. schneller Anstieg des Uranpreises.

In den nachfolgenden Kapiteln 2.1.3.1 bis 2.1.3.3 wird die reale Entwicklung dieser Einfluß-

## 2 Entwicklungsgeschichte des Natururanreaktors

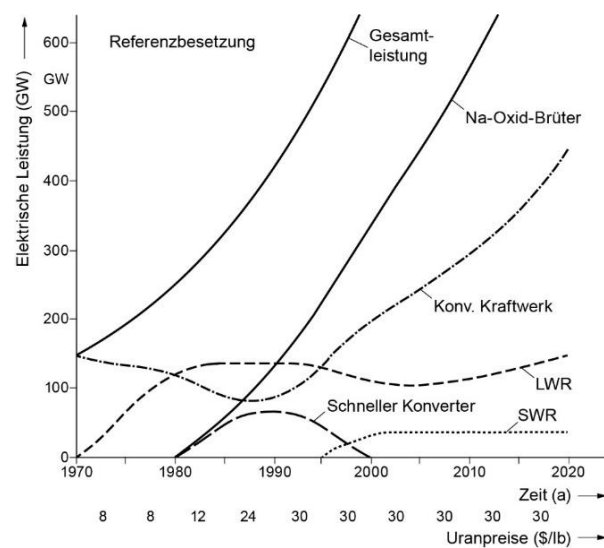


**Abb. 2.6:** Kumulierte Zubauleistung von Kraftwerkskapazität; Beispiel einer Strategie für den Marktraum USA [2.2]



**Abb. 2.7:** Kumulativer Uranverbrauch für die Strategie-Fälle 1 bis 8 in [2.2]

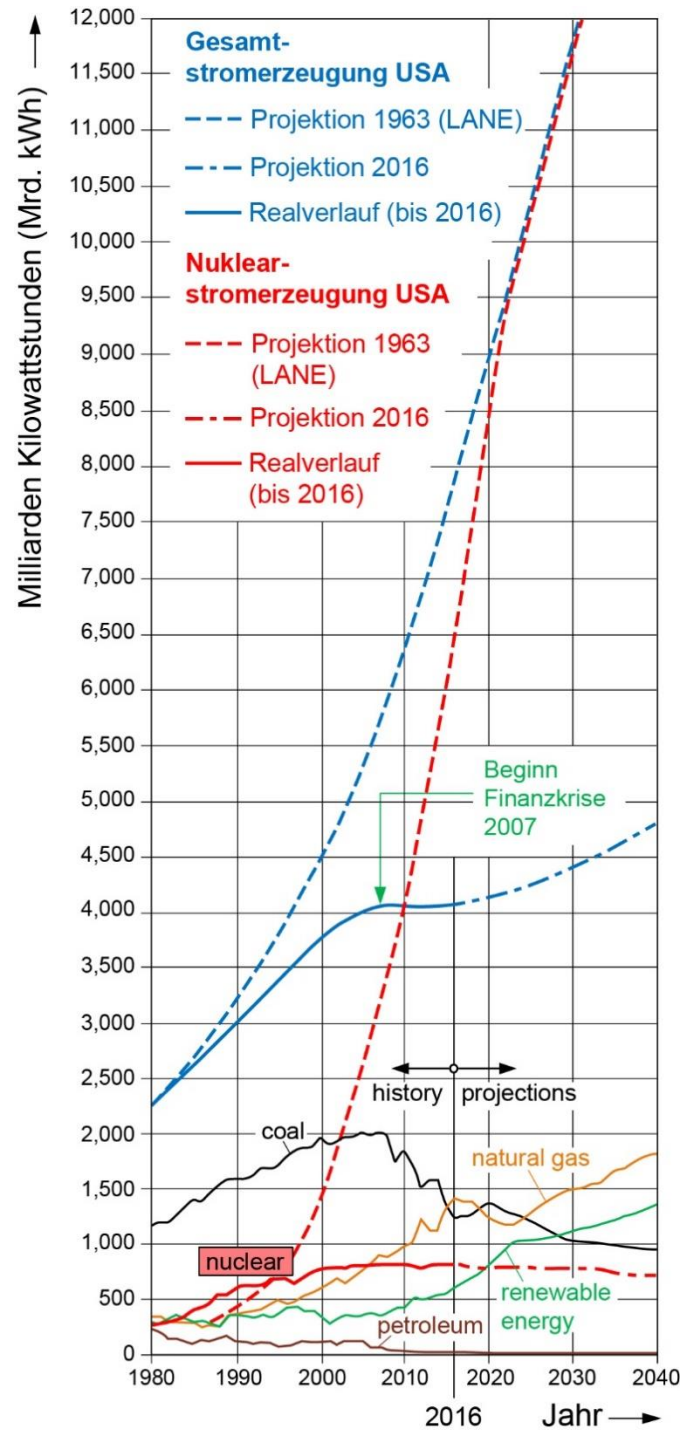
faktoren den damaligen Erwartungen gegenübergestellt. Eine zu [2.2] analoge Studie wurde 1969 auch für die damalige EWG (Europäische Wirtschafts-Gemeinschaft) - BeNeLux-Staaten, BRD, Italien, Frankreich - erarbeitet [2.14]. Abb. 2.8 gibt das Ergebnis von einem der darin enthaltenen Berechnungsfälle wieder.



**Abb. 2.8:** Zeitlicher Verlauf der kumulierten Zubauleistung von Kraftwerkskapazität; Beispiel einer Strategie für den Marktraum EWG [2.14]

Im Gegensatz zu Abb. 2.6 wurde unter den für diesen Fall vorgegebenen bzw. gewählten Bedingungen sowohl für den SWR als auch für den LWR eine dauerhafte Überlebensperspektive ermittelt und auch das konventionelle Kraftwerk hätte sich eindrucksvoller gegenüber dem schnellen Brüter behauptet.

### 2.1.3.1 Entwicklung des Strombedarfs



**Abb. 2.9:** Entwicklung der Stromerzeugung in USA; Prognosen und Realität [2.15], [2.16], [2.17]

Wie erwähnt, liegt den Optimierungsrechnungen in [2.2] der Markt USA zugrunde. Deshalb erfolgt der Vergleich des realen mit dem prognostizierten Stromverbrauch in Abb. 2.9 auch für diesen geografischen Raum.

Die unteren, sich z.T. kreuzenden Kurven stellen bis 2016 die wirklich generierten Strommengen der verschiedenen Erzeugungsquellen lt. [2.15] dar; ab 2016 die hierfür prognostizierten Verläufe (unter der Annahme, daß der US-amerikanische „Clean Power Plan“ aktiv bleibt). Die blaue durchgezogene/strichpunktierte Linie darüber gibt die daraus gebildete Gesamtsumme wieder. Deutlich erkennbar ist die Wirkung der 2007 begonnenen weltweiten Finanzkrise, die einen nachhaltigen Einbruch des Stromverbrauch-Wachstums zur Folge hatte. Strichliert blau zeigt eine Projektion aus dem Jahr 1963 für den erwarteten, zukünftigen Gesamt-Strombedarf der USA. Zu Beginn der in Abb. 2.9 betrachteten Zeitspanne (1980) war danach noch nahezu exakte Übereinstimmung von Vorhersage und Realität gegeben, bevor sich in der Folgezeit der wirkliche Strombedarf und die Prognose immer stärker voneinander entfernten. Die rote strichlierte Kurve stellt den damals erwarteten Kernenergie-Anteil innerhalb des Gesamtbedarfes dar. Beachtenswert ist insbesondere, daß nach dieser Vorstellung kurz nach 2020 die rote in die blaue Linie mündet, d.h. ab diesem Zeitpunkt ausschließlich Kernenergie zur Stromerzeugung herangezogen würde. Diese Charakteristiken basieren auf Schätzungen von LANE [2.16]. Eine weitere, konkurrierende Prognose hierfür wurde von HARMS erstellt und ebenfalls in [2.16] veröffentlicht, nach der der Ausbau der Nuklearleistung noch deutlich schneller unterstellt wurde, sodaß danach schon kurz nach der Jahrhundertwende elektrischer Strom ausschließlich aus Kernenergie erzeugt worden wäre. Beide Zukunftsprojektionen wurden in einem Diagramm (Abb. 9-3 in [2.17]) gegenübergestellt. Zu Abb. 2.9 analoge Vergleiche von Realität und Prognose für Deutschland und Europa lassen sich nicht in derselben Exaktheit wie für die USA erarbeiten, da sich diese Markträume innerhalb des Betrachtungszeitraumes sowohl für Deutschland (Wiedervereinigung) als auch für Europa (Erweiterung der EWG zur EU) gravierend geändert haben. Immerhin sind auch in [2.17] für die BRD und die EWG – im Gegensatz zu LANE und HARMS für die USA – bereits Mitte der 60er Jahre des vorigen Jahrhunderts Entwicklungsvarianten aufgezeigt worden, bei denen dauerhaft noch hohe Marktanteile für nichtnukleare Stromerzeugung bestehen bleiben oder neu entstehen (Kurven „B“ in den Abb. 9-1 und 9-2 in [2.17]). Selbst ein Szenario mit Wiederausstieg aus der Kernenergie – für möglich, wenn auch damals sicherlich nicht für sehr wahrscheinlich gehalten – wurde mit aufgenommen (Kurven „A“ in Abb. 9-1 und 9-2 aus [2.17]).

**Allgemein ist zu konstatieren, daß für alle betrachteten Markträume die tatsächlichen Entwicklungen des Gesamt-Stromverbrauches und auch von dessen Nuklearanteil deutlich, seit der Finanzkrise 2007 massiv hinter den Vorhersagen zurückbleiben.**

### 2.1.3.2 Entwicklung der Uranvorrats-Zahlen

Die Uranvorrats-Zahlen von 1967 in Tab. 2.4 repräsentieren, der damaligen weltpolitischen Lage entsprechend, ausschließlich die konventionell gewinnbaren, der „westlichen Welt“ zugänglichen Vorkommen. Werte aus dem „Ostblock“ waren offensichtlich nicht bekannt. Selbst wenn diese bekannt gewesen wären, wären sie sicherlich als nicht nutzbar für den westlichen Kernkraftwerkspark angesehen worden. Für die Optimierungsrechnungen in [2.2] wurden deshalb nur die „Westliche Welt“-Zahlen aus Tab. 2.4 herangezogen und zwar in der Weise, daß neben den bekannten Vorräten (Reserven) auch die Hälfte (bei einem Beispiel die Gesamtheit) der möglichen zusätzlichen Vorräte (Ressourcen) als gesichert angenommen wur-

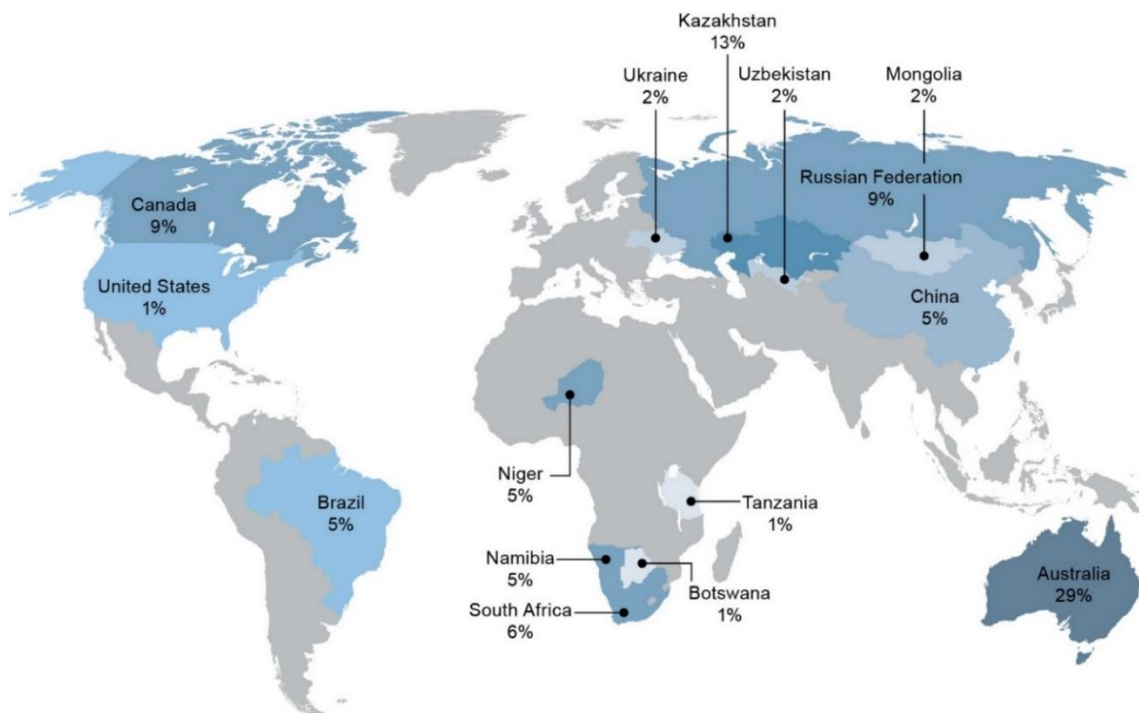


den. Mit den heute weltweit verfügbaren Informationen ergaben sich für 2015 die – gegenüber damals – deutlich genaueren und differenzierteren Angaben entsprechend dem rechten Teil der Tab. 2.4.

Uranpreis \$/kg Uran (in Form von U3O8)	1967		2015			
	Nur westliche Welt		Welt gesamt			
	Gesicherte (bekannte) Vorräte (Reserven)	Mögliche zusätzliche Vorräte (Ressourcen)	Bekannte Vorräte (Reserven und Ressourcen)		Unentdeckte Vorräte (in-situ)	
			Bekannter Lagerstättenvorrat	Rückgeschlossener Lagerstättenvorrat	Vorausgesagte Vorräte	Spekulative Vorräte
10 <sup>3</sup> t Uran	10 <sup>3</sup> t Uran	10 <sup>3</sup> t Uran	10 <sup>3</sup> t Uran	10 <sup>3</sup> t Uran	10 <sup>3</sup> t Uran	
< 26 \$/kg Uran	538,51	500,04				
< 39 \$/kg Uran	1.040,34	836,25				
< 78 \$/kg Uran	1.351,90	1.854,80				
< 40 \$/kg Uran			478,5	168,4	-	-
< 80 \$/kg Uran			1.223,6	901,1	534,4	-
< 130 \$/kg Uran			3.458,4	2.260,1	1.031,6	2.878,7
< 260 \$/kg Uran			4.386,4	3.255,1	1.674,6	3.357,5
Unbestimmt			-	-	-	2.390,6
	3.206,70		7.641,5*		7.422,7	

\* bei ausschließlicher in-situ-Gewinnung: 10.188,7 x10<sup>3</sup> t Uran

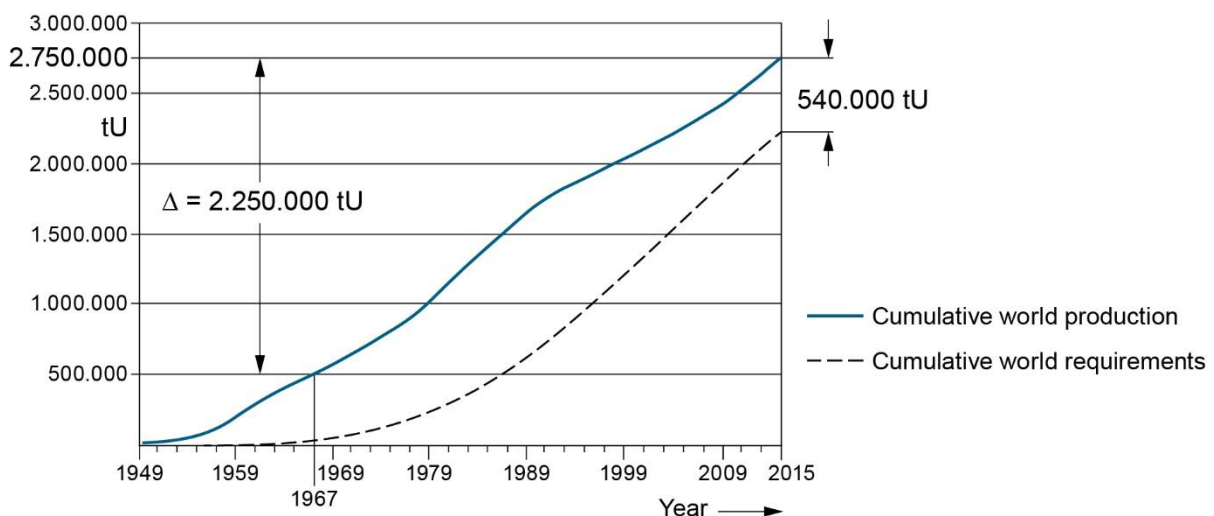
**Tab. 2.4:** Uran-Vorräte für konventionelle Gewinnung; bekannte und vermutete Mengen 1967 und 2015 [2.18], [2.19]



**Abb. 2.10:** Globale Verteilung bekannter Uranvorräte der Preisklasse <130 \$/kgU; Stand 2015 [2.19]

Würden theoretisch die bekannten Vorräte von 7.641,5 kt Uran ausschließlich in-situ gewonnen, dann würde sich dieser Wert um 1/3 auf 10.188,7 kt erhöhen, da hierbei keine Abbau- und Mahlverluste entstehen. Die in 1967 und in 2015 als bekannt deklarierten Vorräte (Reserven + Ressourcen) repräsentieren den jeweiligen Status zu diesen Zeitpunkten, berücksichtigen also nicht die dazwischen abgebaute Uranmenge.

Abb. 2.11 zeigt die Kumulativkurven für das in den Reaktoren verbrauchte als auch das produzierte Uran. Zwischen 1967 und 2015 sind demnach 2.250.000 tU gefördert worden, die für einen echten Vorratszahlenvergleich 1967/2015 dem Gesamtwert bekannter Vorräte von 2015 in Tab. 2.4 zuaddiert werden müssten. Auch wenn die Gegenüberstellung der Zahlen für 1967 und 2015 zwangsläufig – aufgrund der für 1967 fehlenden, dem „Westen“ unbekanntem Werte des damaligen „Ostblocks“ – verzerrt ist, ist doch eindeutig erkennbar, daß anhaltende Explorationstätigkeit und Vorratsvergrößerung in einem eindeutigen Zusammenhang stehen.



**Abb. 2.11:** Kumulierte Mengen an produziertem und in Reaktoren verbrauchtem Uran zwischen 1949 und 2015 [2.19]

Die Methoden konventioneller Urangewinnung und deren gegenwärtige (2015) Anteile sind dabei

- „In situ“-Auslaugung (leaching) mit Säure oder alkalisch (51 %)
- Untertage-Bergbau (27 %)
- Tagebau (14 %)
- Koppel- oder Abfallprodukt aus der Kupfer- und Gold-Gewinnung (7 %)
- Andere Methoden (1 %)

Die „Unentdeckten Vorräte“ werden in [2.19] noch unterteilt in

- **Vorausgesagte** Vorräte, die auf der Grundlage geologischer Kenntnisse von früher entdeckten Lagerstätten und regionaler, geologischer Kartierung erwartet werden, und
- **Spekulative** Vorräte, deren Existenz in geologischen Gebieten vermutet werden, die Uran-Lagerstätten enthalten können.

Beide Kategorien erfordern noch erheblichen Aufwand an Exploration, bevor sowohl ihre Existenz als auch ihre Güte und Menge zuverlässig bestimmt werden können.

Eine weitere natürliche, praktisch unerschöpfliche Uranquelle stellen die Weltmeere dar, deren Uran-Gehalt bei 3-4 ppb (Milliardstel) [2.19] liegt. Diese Tatsache war bereits Mitte des vergangenen Jahrhunderts bekannt, allerdings wurde damals noch von einem deutlich geringeren Mengenpotential (ca. 1 Mrd. tU) sowie niedrigeren Gewinnungskosten ausgegangen [2.14] als gegenwärtig unterstellt. In [2.19] werden über 4 Mrd. tU und Produktionskosten von 1232 \$/kgU genannt, die jedoch angeblich mit verbesserten Absorptionsmethoden auf 660 \$/kgU reduzierbar wären. Unabhängig von der Konkurrenzfähigkeit des Weltmeer-Urans halten die Forschungen zu dessen Extraktion an.

Neben weiteren, bislang fast gänzlich ungenutzten Möglichkeiten wie z. B. die Urangewinnung aus Phosphaten nehmen Zweitquellen, die bestehende Potentiale erschließen ohne geologische Lagerstätten und andere natürliche Vorkommen auszubeuten, einen wichtigen Platz in der Brennstoffversorgung von KKW ein. Im Wesentlichen sind dies

- Der **Bestand an natürlichem und angereichertem Uran**, reserviert für militärische und zivile Zwecke. Nach dem Ende des „Kalten Krieges“ wurden zunehmende Teile hiervon für die kommerzielle Nutzung freigegeben. In Abb. 2.11 ist diese (natururan-äquivalente) Menge für 2015 mit 540.000 t quantifiziert.
- Die bisher als **Abfallprodukt** behandelten, **uranabgereicherten Rückstände** (0,25 bis 0,35 % U235) aus dem Erst-Anreicherungsprozeß, die auf mehreren Wegen nutzbar gemacht werden können:
  - Nochmaliges Durchlaufen des Anreicherungsprozesses, um den Rückstandsgehalt an U235 noch weiter zu senken und damit zusätzlich spaltbares Uran zu gewinnen. Diese Methode kann dann sinnvoll sein, wenn Anreicherungsanlagen (insbesondere Zentrifugen) nicht anderweitig ausgelastet sind.
  - Verwendung als Trägermaterial für die Herstellung von MOX-BE. Der erforderliche Spaltstoffgehalt der fertigen Elemente wird durch Mischung mit thermisch spaltbaren Pu-Isotopen (Pu239, Pu241) erreicht [2.20].

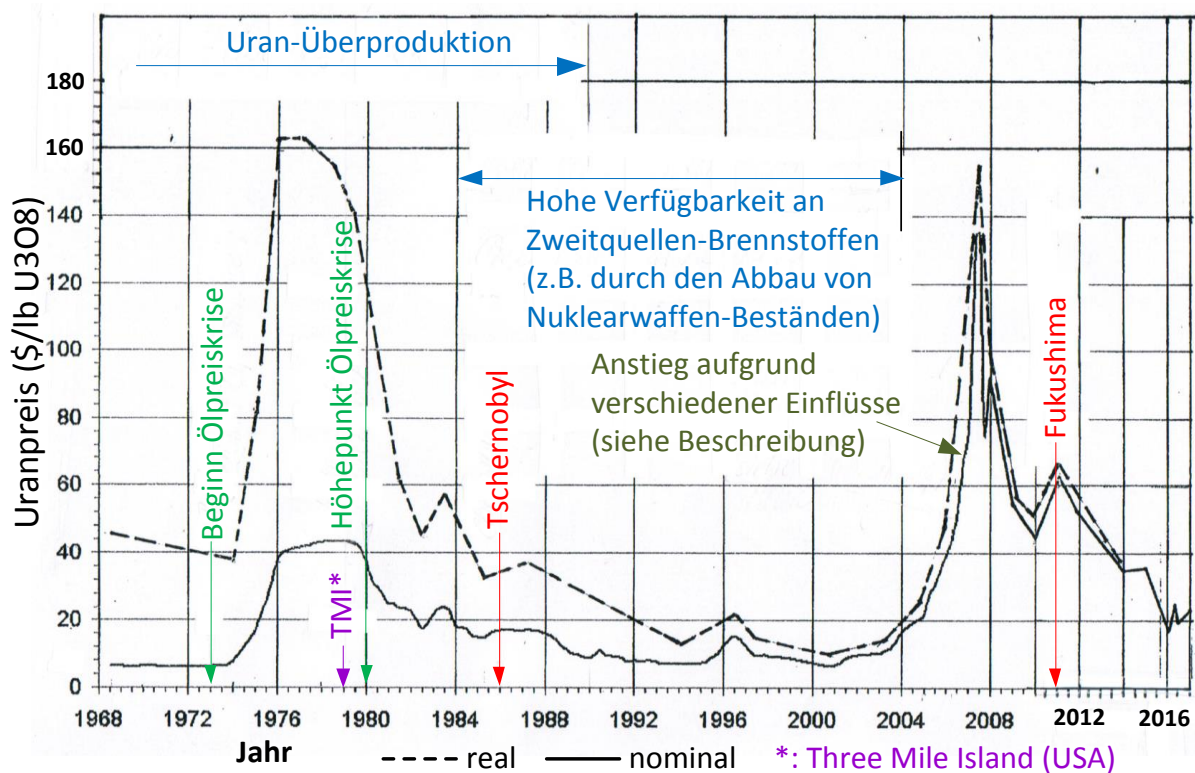
Das Inventar dieser Anreicherungsrückstände betrug 2015 ca. 2 Mio tU; würde es auf Natururangehalt wiederangereichert, entspräche dies einer Brennstoffmenge von ca. 500 kt.

- **Aus LWR abgebrannte Brennstäbe** liefern durch ihre Wiederaufarbeitung sowohl direkt verwendbares (Uran 235, Pu 239, Pu241) als auch latentes (U238) Spaltmaterial. Das recycelte Pu kann in MOX-BE wiederverwertet werden (in 2015 hatten ca. 8 % der betriebenen KKW die Lizenz zum MOX-Einsatz). Auch die Rückgewinnung des Uran für den Wiedereinsatz in konventionellen BE wird praktiziert, obwohl dies technisch aufwändiger ist als die Pu-Extraktion.
- Aufgrund von Abrüstungsvereinbarungen zwischen USA und UdSSR/Russland freigewordenes **hochangereichertes, waffenfähiges Plutonium** kann ebenfalls zur MOX-Herstellung herangezogen werden (zum Vergleich: 1 t waffenfähiges Pu ersetzt mehr als 200 t Natururan). Russland hat zudem die (auch genutzte) Möglichkeit, dieses Pu in der Spaltzone ihres kommerziellen Schnellen Brutreaktors BN-800 zu verwenden.

Obwohl die Brennstoff-Versorgung aus Zweitquellen insgesamt aufgrund der abnehmenden Verfügbarkeit von waffenfähigem Pu zurückgeht, lag sie 2015 mit etwa 12 ktU/Jahr [2.19] immer noch in einer Größenordnung, die ca. 20 % des jährlichen Welt-Gesamtbedarfs der Reaktoren deckte und damit eine permanente Konkurrenz zur konventionellen Urangewinnung darstellt.

### 2.1.3.3 Entwicklung des Uran-Preises

Die Preisverlaufskurven für Uran in Abb. 2.12 beginnen mit 1968, also zu der Zeit, in der die Zukunftsstrategien zur Entwicklung des Kraftwerksmarkts in [2.2] sowie die Aus- und Vorhersagen zum Uran-Vorrat in [2.18] aufgestellt wurden. Eine erste, massive Unregelmäßigkeit mit einem Preissprung von unter 10 auf über 40  $\$/\text{lbU}_3\text{O}_8$  innerhalb von zwei Jahren trat aufgrund des „Ölpreisschocks“ in den 70er Jahren ein, mit fast panikartiger Flucht in alternative Energieträger zum Öl, u.a. auch in Uran. In diesen Zeitraum fällt auch der Reaktor-Zwischenfall in „Three Mile Island, USA“. In [2.21] wird auf Basis eines mathematischen Modells ebenfalls ein sprunghafter Preisanstieg für die 70er Jahre errechnet, unabhängig von der zum Zeitpunkt seiner Veröffentlichung noch nicht eingetretenen Ölpreiskrise. Inwieweit die darin zugrundegelegten Annahmen tatsächlich eingetreten sind und den wirklichen Preisverlauf beeinflusst haben, läßt sich kaum mehr seriös verifizieren.



**Abb. 2.12:** Preisentwicklung für Uran ( $\text{U}_3\text{O}_8$ ) seit 1968 [2.22]

Die sich anhäufende Uran-Überproduktion (siehe Abb. 2.11), zunehmende Verfügbarkeit von Zweit-Uranquellen und der Reaktorunfall von Tschernobyl 1986 verursachten eine, bis nach der Jahrhundertwende anhaltende Niedrigpreisphase, die sich in ihrem Verlauf nur kurzzeitig durch Insolvenz einer großen Uranhandelsgesellschaft (NUEXCO) in 1994 geringfügig erholt hat. Der darauffolgende Extremanstieg mit einem Spitzenwert von ca. 130  $\$/\text{lbU}_3\text{O}_8$  wird in [2.19] mit folgenden Fakten begründet:

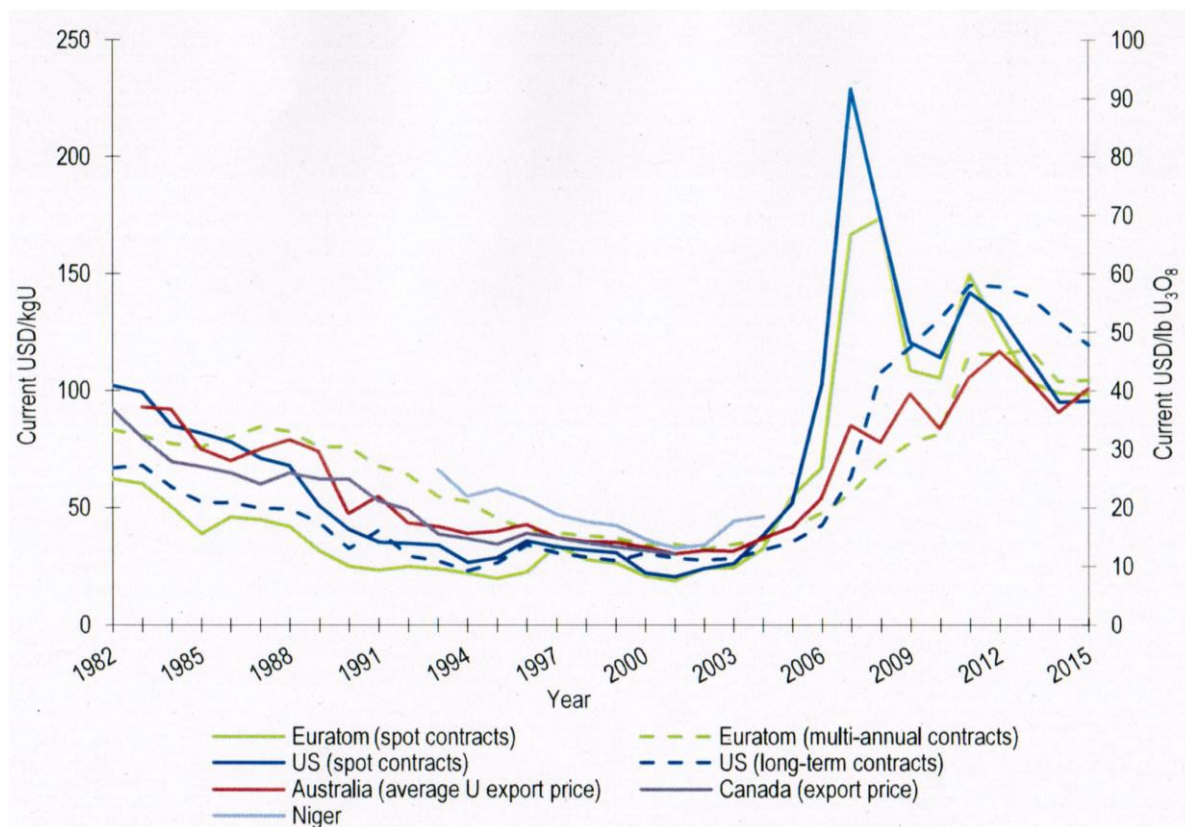
- Probleme in Produktionszentren des Brennstoffkreislaufes, die zu einer Abhängigkeit von wenigen Einrichtungen der Versorgungskette führten. Gemeint sind damit die Wassereinbruch-Katastrophen in den großen kanadischen Minen „McArthur River“ und insbesondere in „Cigar Lake“, durch deren Ausfall ca. 10 % des Welt-Uranbedarfs fehlten.

- Änderungen des \$-Kurses; der Währung, in der Uran-Transaktionen abgewickelt werden.
- Erwartete Expansion der Nuklearen Stromerzeugung in Russland, Indien und insbesondere in China.
- Preis-Beeinflussung durch Spekulation.

Als Gründe für den ebenso rasanten Wiederabfall des Uran-Preises werden in [2.19] genannt:

- Die preisbedingte Kaufzurückhaltung traditioneller Ankäufer, und natürlich
- Die Finanzkrise 2007

Eine Anfang 2010 beginnende Erholungsphase – hervorgerufen durch Meldungen, daß China im Langzeitmarkt aktiv ist - wurde durch die „Fukushima“-Katastrophe abgebrochen. Danach sank der Uranpreis fast kontinuierlich aufgrund von Minderbedarf (Abschaltung und Stilllegung von Reaktoren in USA, Japan und Deutschland) auf einen Preis von ca. 23 \$/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub> im Januar 2018. Es ist zu beachten, daß die Kurven in Abb. 2.12 den Preisverlauf des US-Spotmarkts wiedergeben. Für Langzeitverträge, die ca. 75 bis 85 % des gesamten Welt-Marktvolumens [2.19] abdecken, glätten sich die Kurven demgegenüber und die Ausschläge sind deutlich weniger ausgeprägt, wie Abb. 2.13 [2.19] zeigt.



Source: Australia, Canada, ESA, Niger and the United States.

1. Euratom (ESA) prices refer to deliveries during that year under multi-annual contracts.
2. Beginning in 2002, Natural Resources Canada (NRCan) suspended publication of export prices pending policy review.

**Abb. 2.13:** Preisentwicklung für Uran von 1982 bis 2015; Spotmarkt- und Langzeit-Verträge (Realwerte, 2015=1.00) [2.19]

**Zusammenfassende Erkenntnis ist, daß Entwicklung und Schwankungen des Uranpreises zu keiner Zeit durch (postulierte, aber nicht eingetretene) Verknappung von geologischen Vorräten beeinflusst wurden, sondern stets durch unvorhersehbare Ereignisse (z. B., Reaktorunfälle, Wassereinbrüche in Uranminen), politische Entwicklungen (z.B. Ölpreiskrise, Finanzkrise, Abrüstungsvereinbarungen zwischen USA und UdSSR) und technologische Verfahren zur verbesserten Brennstoffausnutzung (z.B. Wiederaufarbeitung zu MOX-BE) bestimmt wurden.**

### 2.1.3.4 Motivation zum Bau von Natururanreaktoren

Mit der de facto Einstellung der Aktivitäten zur Kommerzialisierung der Brütertechnik in den damaligen Industrieländern (Ausnahme: UdSSR/Russland) ist die in den 60er bis Anfang der 90er Jahre verfolgte Strategie vollständig zusammengebrochen. Da aber in dieser Strategie den Brütern für die Zukunft eine absolut dominierende, wenn nicht ausschließliche Rolle in der KKW-Landschaft zgedacht wurde, mußte der befürchteten Stromversorgungslücke anderweitig vorgebeugt werden. Im großtechnischen Maßstab existierten damals nur

- LWR-KKW, wobei BWR und DWR noch etwa gleichgewichtig nebeneinander vertreten waren, und
- NUR-KKW in unterschiedlichen Bauformen und Moderator/Kühlmittel-Kombinationen.

Wie in den Kap. 2.1.3.1, 2 und 3 gezeigt wurde sind die drei aufgeführten, in den 60er Jahren unterstellten Voraussetzungen für einen gewichtigen Ausbau der NUR-Technologie entweder nur deutlich gedämpfter (geringerer Strombedarfsanstieg) oder gar nicht (keine Verknappung billiger Uranreserven, kein stetiger Uran-Preisanstieg) eingetreten.

Für die Entscheidung eines Staates, welche Reaktorlinie(n) ausschließlich, prioritär oder parallel eingeführt werden sollte(n), traten diese Kriterien jedoch in den Hintergrund. Vielmehr waren es meist länderspezifische Gegebenheiten wie z. B. eigene Uranvorkommen oder politische Situationen (Blockzugehörigkeit oder Blockunabhängigkeit) und Absichten (Aufbau eines eigenen Kernwaffenpotentials), die diese Auswahl bestimmten.

Die beiden Großmächte USA und UdSSR, die – schon vor dem Ende des 2. Weltkriegs (USA) bzw. bald danach (UdSSR) – über die Möglichkeit der Uran-Anreicherung verfügten, konnten diese auch für die Herstellung von leicht angereichertem Kernbrennstoff für LWR nutzen. Dagegen mußten sich andere Staaten, die Kernenergie zur Stromerzeugung einsetzen wollten entscheiden, ob sie sich in die Lieferabhängigkeit dieser beiden Monopolisten begeben oder eigene Wege auf der Basis von Natururan gehen sollten. In den nachfolgenden Jahrzehnten – auch aufgrund des Atomwaffen-Sperrvertrages, der den Unterzeichnerstaaten die friedliche Kernenergienutzung zugesteht – hat sich der Zugang zu angereichertem Uran entspannt, wodurch die LWR-Technologie ihre Dominanz auf- und ausbauen konnte und auch in der Gegenwart behaupten kann.

## 2.2 Entwicklungslinien des Natururanreaktors

Nachfolgend sind die unterschiedlichen Varianten von NUR-Anlagen zur Stromerzeugung aufgeführt, die – wenn auch manchmal nur für kurze Zeit – zum Einsatz kamen oder auch noch in Betrieb bzw. im Bau sind. Ausschließlich für militärische Zwecke genutzte Einrichtungen bleiben dabei unberücksichtigt. Anlagen, die für Natururanverwendung konzipiert sind, jedoch auch den Einsatz leicht angereicherten Brennstoffes zulassen (oder umgekehrt), sind in nach-

folgenden Kapiteln mit aufgenommen. Dagegen sind Varianten, die von vornherein und planmäßig auf – wenn auch nur geringe - Anreicherung angewiesen sind, nicht miterfasst. Versuchs- und Testeinrichtungen sind im Allgemeinen nicht mit aufgelistet, da ein kompletter Überblick, d.h. auch bzgl. Klein- und Kleinstprojekten an Universitäten und Forschungsinstituten, ohnehin als nicht möglich erscheint. Indessen sind Bezeichnungen wie Testanlage, Versuchsanlage, Prototyp, Forschungsreaktor usw. fließend und weder klar noch länderübergreifend definiert. Als eindeutiges Kriterium für die Aufnahme in dieses Kapitel wird deshalb die Ausführung einer Anlage mit den Hauptbestandteilen eines Kraftwerkes, d.h. mit Umwandlung der erzeugten/anfallenden thermischen Leistung in elektrischen Strom, herangezogen. Hinsichtlich ihrer technischen Ausführung lassen sich alle NUR-Konzepte einer der beiden Gruppen

- Druckbehälterreaktor (DBR), und
- Druckröhrenreaktor (DRR)

zuordnen.

Während beim DBR der gesamte Reaktorkern einschließlich Moderator von einer innendruckbeaufschlagten Metall- oder Betonhülle eingeschlossen ist, wird beim DRR jedes einzelne Kühlrohr mit dem bzw. den darin konzentrisch eingebrachten BE unter Druck vom Kühlmittel durchströmt. Der Moderator, der die Kühlrohre umgibt, kann dabei durch die entstehende Materialbarriere drucklos bzw. unter deutlich niedrigerem Druck als das Kühlmittel gehalten werden. Aufgrund des quasi modularen Aufbaus des Reaktorkerns beim DRR mit einer Vielzahl gleichartiger Druckröhren ist auch die den DBR fertigungstechnisch limitierende Größengrenzung überwunden, eine Skalierung zu theoretisch beliebig hohen Blockleistungen machbar.

Innerhalb der o.g. beiden Gruppen ist in nachfolgenden Beschreibungen – soweit möglich – eine chronologische Reihenfolge bzgl. des Inbetriebnahmezeitpunktes der jeweils ersten (bzw. oft einzigen) Anlage des jeweiligen Kraftwerkstyps eingehalten. Wurde eine Reaktorvariante nur einmal gebaut, dann ist hinter der zugehörigen Überschrift („Entwicklung, Land“) nur die Jahreszahl (in Klammern) angegeben. Gab/gibt es mehrere Anlagen dieser Art, dann ist der Jahreszahl das Wort „ab“ vorangesetzt. Die angegebenen elektrischen Leistungen sind Bruttowerte, also ohne Abzug des elektrischen Kraftwerks-Eigenbedarfs.

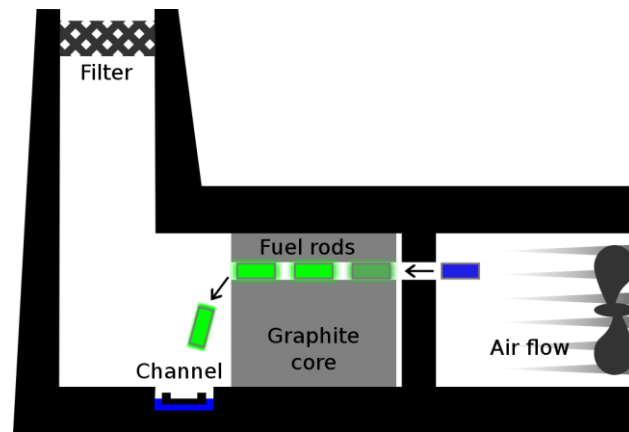
### 2.2.1 Druckbehälterreaktoren

#### 2.2.1.1 Graphit-moderierte/CO<sub>2</sub>-gekühlte Reaktoren

##### Entwicklung Großbritannien (ab 1956)

Unmittelbar nachdem die USA ihren Alliierten des 2. Weltkriegs mit dem sog. „Atomic Energy Act 1946“ (auch als „MacMahon Act“ bekannt) die Unterstützung zum Aufbau eines nationalen Atomwaffenarsenals verweigert hatten, wurde in Großbritannien unter hohem Zeitdruck an einer eigenen Plutoniumerzeugungsanlage gearbeitet, die bereits im Jahr 1950 im damaligen Windscale (heute Sellafield) in Betrieb genommen wurde. Abb. 2.14 zeigt den prinzipiellen Aufbau dieser luftgekühlten Einrichtung, die sich auf die elementaren Teile eines Reaktors – Brennelemente, Moderator, Kühlung – beschränkte. Die entstehende Wärmeleistung blieb thermodynamisch ungenutzt.

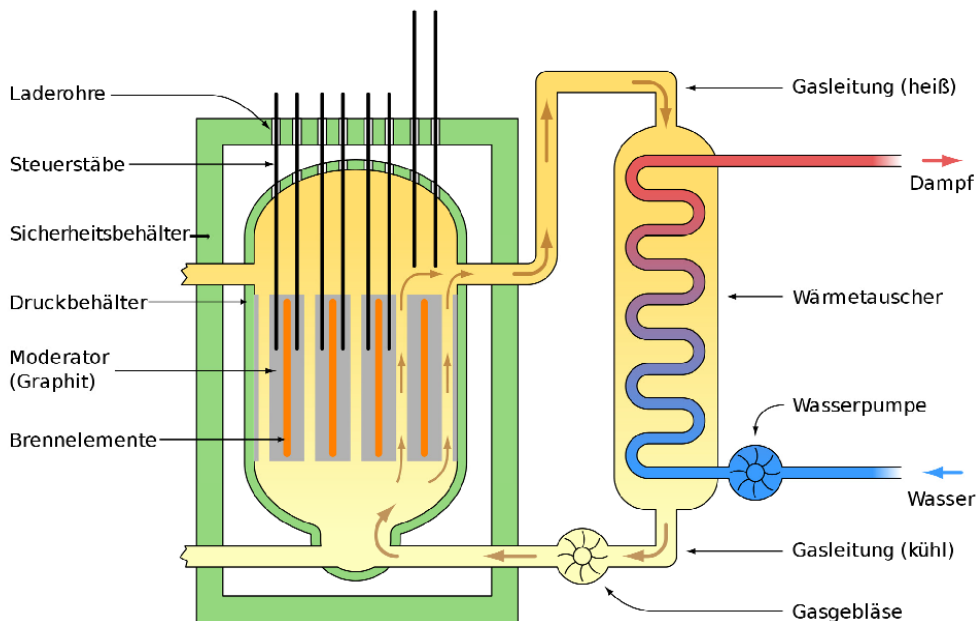
Nach dem Brandereignis mit Radioaktivitätsfreisetzung in einer der beiden Einheiten im Jahr 1957 wurde die gesamte Anlage stillgelegt.



**Abb. 2.14:** Plutoniumerzeugungsanlage Windscale (GBR); Prinzipieller Aufbau [2.23]

*Magnox (Magnesium non-oxidising)-Reaktoren 1. Generation (ab 1956)*

Zeitlich überlappend mit dem Windscale-Betrieb erfolgten Entwicklung, Bau und Inbetriebnahme der sog. Magnox-Reaktorlinie. Benannt nach der Art des Brennstab-Hüllrohrmaterials waren diese Anlagen für die duale Funktion von Stromerzeugung und Produktion waffenfähigen Plutoniums geeignet. Erstanlage dieses Reaktortyps war Calder Hall 1 mit einer Leistung von 60 MWel. Abb. 2.15 zeigt das Reaktorkonzept dieser 1. Magnox-Generation mit zylindrischem Druckbehälter aus Stahl, dem diesen umgebenden biologischen Schild (Sicherheitsbehälter) aus Beton sowie außen angeordnetem DE [2.24]. Der Arbeitsdruck im Stahlbehälter lag bei ca. 7 bis 20 bar, die Hüllrohrtemperatur war aus materialtechnischen Gründen auf ca. 360 °C beschränkt mit der Folge eines sehr niedrigen Anlagenwirkungsgrades von unter 20 %. Ab der Anlage Bradwell (150 MWel) wurde 1962 von der Zylinder- auf die Kugelform für den RDB übergegangen [2.25].



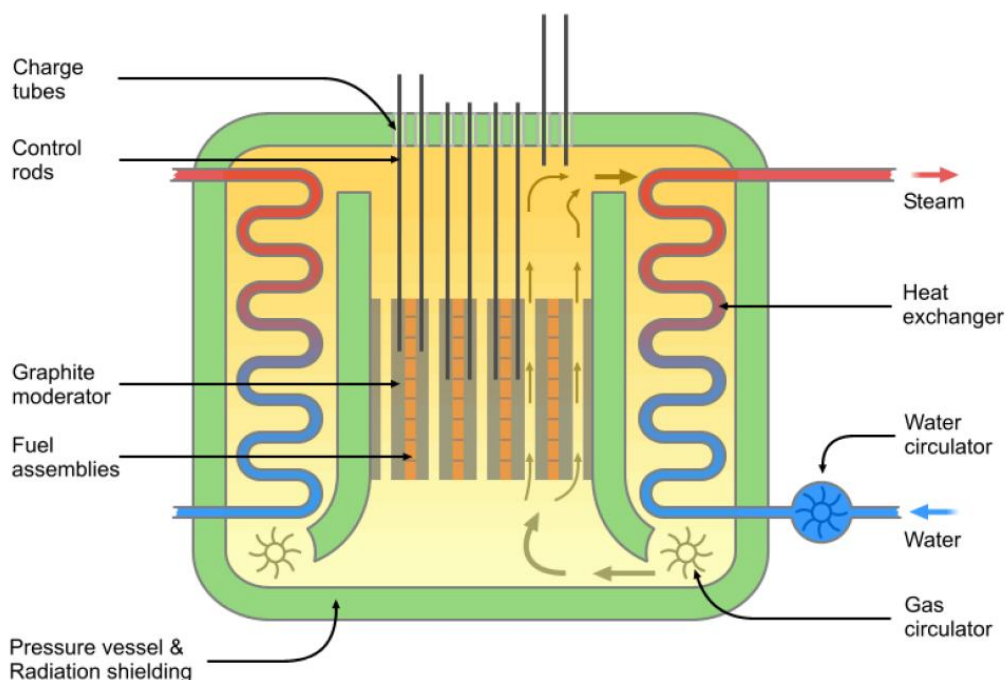
**Abb. 2.15:** Magnox-Reaktor 1. Generation (GBR) [2.24]



Die Weiterentwicklung innerhalb der Magnox-Technologie führte - neben evolutionären Verbesserungen – zu den

### *Magnox-Reaktoren 2. Generation (ab 1967)*

Gravierendste Neuerung hierbei ist der RDB aus Spannbeton mit Innendrücken von ca. 25 bar (Abb. 2.16). Anwendung fand diese Technik bei insgesamt vier KKW (Oldbury A1, A2 und Wylfa 1, 2); letzteres erzielte einen Nettowirkungsgrad von fast 30 %. Die größte Einheitenleistung von 540 MWel wurde mit den zuletzt gebauten Magnox-Anlagen Wylfa 1,2 realisiert. Bis 1972 wurden insgesamt 28 Magnox-Blöcke errichtet, davon 26 in Großbritannien, einer in Italien und einer in Japan. Inzwischen sind alle stillgelegt worden; der letzte – Wylfa 1 – in 2015. Daneben verfügt Nord-Korea über einen 5 MWel Forschungsreaktor zur Plutoniumproduktion; zwei weitere Anlagen (50 MWel und 200 MWel) wurden begonnen, aber nicht fertiggestellt.



**Abb. 2.16:** Magnox-Reaktor 2. Generation (GBR) [2.26]

Die aktuell in Großbritannien betriebenen AGR -Anlagen bauen auf dem Reaktorkonzept der Magnox-Reaktoren 2. Generation auf, arbeiten jedoch mit angereichertem Uran sowie mit Brennstabhüllrohren aus Stahl. Damit sind neben höheren Einheitenleistungen (bis aktuell ca. 700 MWel) Betriebstemperaturen von ca. 650 °C und somit auch attraktivere Nettowirkungsgrade von bis zu > 36 % möglich.

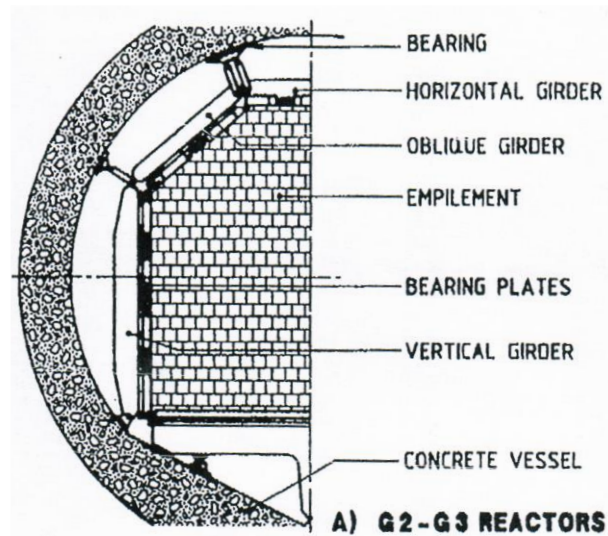
### **Entwicklung Frankreich (ab 1959)**

#### *UNGG (Uranium Naturel Graphite Gaz)-Reaktoren*

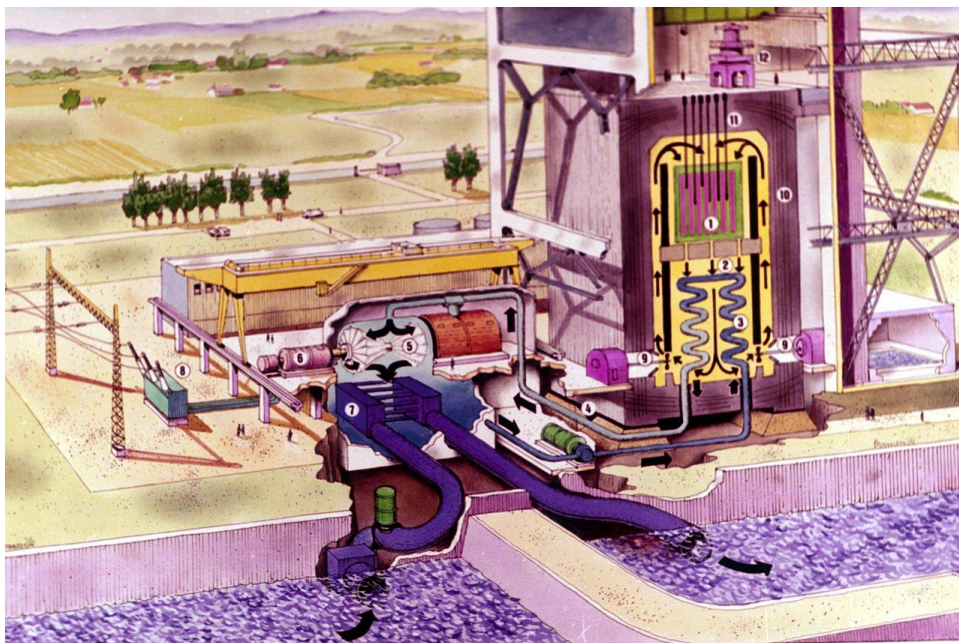
Einige Jahre nach Großbritannien begann Frankreich mit der Entwicklung von NUR, die technologisch und strategisch nahezu identisch dazu verlief. Marcoule G1 wurde, wie Windscale, ausschließlich militärisch genutzt. Aussagekräftige, veröffentlichte Daten und Konstruktionsangaben konnten zu dieser Anlage nicht eruiert werden. Im Unterschied zu Großbritannien wurde bei den ersten beiden zivil genutzten Reaktoren Marcoule G2 und G3 das Prinzip horizontaler Kühlkanäle im umgebenden Graphitmoderator innerhalb eines Betonbehälters ange-

wandt (Abb. 2.17). Dies läßt vermuten, daß auch Marcoule G1 in gleicher oder ähnlicher Weise aufgebaut war.

Die Nachfolganlage Chinon 1 erhielt – wie Magnox 1. Generation – einen Stahlbehälter mit externer Dampferzeugung, bevor mit Chinon 2 auf die (dann beibehaltene) Kompaktbauweise eines Stahlbeton-RDB mit integriertem DE übergegangen wurde. Im Unterschied zur 2. Magnox-Generation wurde dieser jedoch unter dem Reaktorkern und nicht seitlich daneben angeordnet (Abb. 2.18). Insgesamt bestand die Flotte von UNGG-KKW aus 9 Anlagen, davon 8 in Frankreich, eine Einheit wurde nach Spanien exportiert (Vandellos 1). Das Spektrum der elektrischen Kraftwerksleistung lag, fast deckungsgleich mit den britischen Magnox-Einheiten, zwischen 43 MWel (Marcoule G2, G3) und 555 MWel bei der letzten Anlage Bugey 1, die 1994 stillgelegt wurde. Damit endete das Programm graphitmoderierter NUR in Frankreich.



**Abb. 2.17:** UNGG-Reaktor (FRA) mit horizontalen Kühlkanälen [2.27]



**Abb. 2.18:** UNGG-Reaktor (FRA) mit vertikalen Kühlkanälen [2.28]

### 2.2.1.2 D2O-moderierte/D2O-gekühlte Reaktoren

#### Entwicklung Schweden (1964)

##### *KKW Ågesta (12 MWel)*

Die Anlage Ågesta nahe Stockholm war das erste schwedische KKW und konzipiert zur kommerziellen Lieferung von Strom und Fernwärme. Mit der Wahl dieses Reaktortyps wollte Schweden nukleare Unabhängigkeit unter Nutzung eigener Uranreserven realisieren.

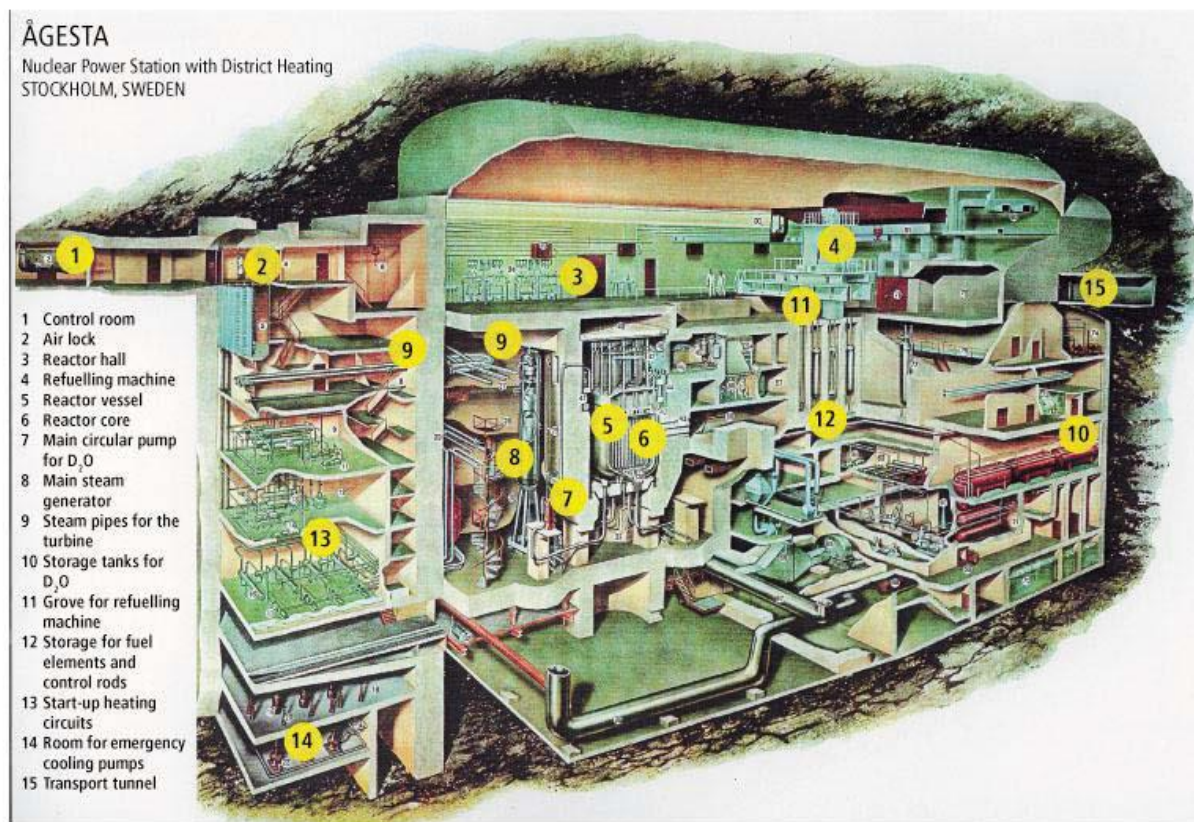
Herausragende Besonderheit der Anlage ist die Errichtung des Nuklearbereiches in einer Kaverne mit 15 – 20 m Felsüberdeckung über der Reaktorhalle mit dem Stahl-RDB.

Der Reaktor war naturungeeignet, wurde jedoch mit leicht angereichertem Brennstoff betrieben.

Technische Daten:

Elektrische Leistung:	12 MWel
Fernwärmeleistung:	55 MWth
Betriebsdruck des Reaktors:	34 bar
Kühlmittel-Eintrittstemperatur:	205 °C
Kühlmittel-Austrittstemperatur:	220 °C

Ein wirtschaftlicher Kraftwerksbetrieb war aufgrund der geringen Anlagenleistung sowie des saisonal bedingt niedrigen Fernwärmelastfaktors nur sehr schwer möglich. In 1974 wurde Ågesta außer Betrieb genommen.



**Abb. 2.19:** KKW Ågesta (SWE); Nuklearteil in Felskaverne [2.29]

### Entwicklung BRD (ab 1966)

#### PHWR-Konzept

Die Umsetzung des in Kap. 2.1.3 beschriebenen, damaligen Zukunftsszenarios für die KKW-Landschaft wurde in der BRD – im Bereich der NUR – mit zwei unterschiedlichen Technologien in Angriff genommen:

- dem MZFR mit DBR auf dem Gelände des KfK, und
- dem KKN (Kernkraftwerk Niederaichbach) mit DRR, errichtet an der Isar nahe Landshut, das im Kap.2.2.2.2 näher beschrieben ist.

Der MZFR, die erste deutsche Eigenentwicklung eines KKW, war der Prototyp für die Demonstrationsanlage CNA 1 sowie für die Großanlage CNA 2 in Argentinien, die Basis und Referenz für den Kern dieser Arbeit bildet. Auf technische Details des MZFR wird später noch eingegangen; an dieser Stelle seien deshalb nur die Hauptmerkmale dieses Konzeptes aufgeführt. Der Bezeichnungsteil „Mehrzweck“ bezieht sich auf die Möglichkeit – ohne Einschränkungen für den Leistungsbetrieb der Anlage - einzelne Kühlkanäle sowie eine Abschaltstabposition auch zu Bestrahlungsversuchen an BE bzw. für Reaktivitätstests zu verwenden. Die Deklaration als „Forschungsreaktor“ wird der Anlage deshalb auch nur bedingt gerecht; mit dem MZFR wurde – wenn auch noch nicht wirtschaftlich – viele Jahre Strom für das öffentliche Netz sowie Fernwärme für das KfK erzeugt.

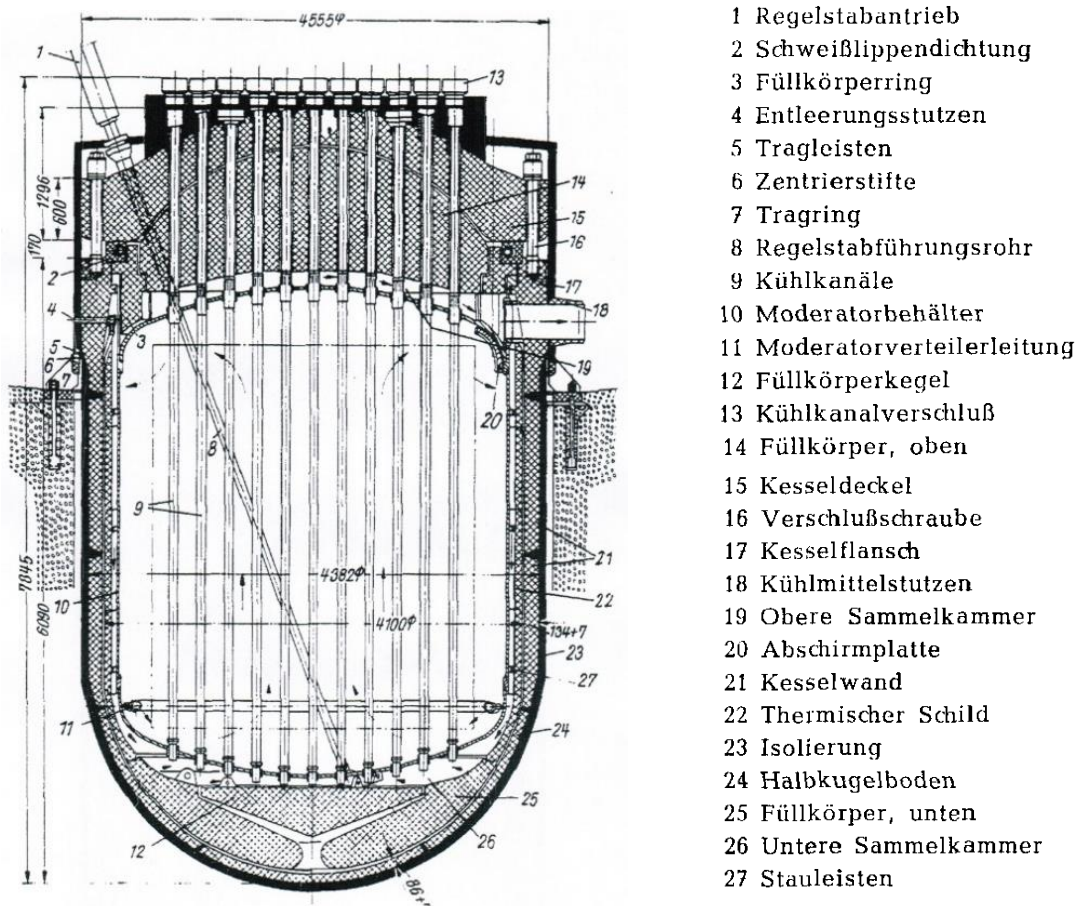


Abb. 2.20: MZFR (BRD); Reaktordruckbehälter [2.30]

Bei dieser ersten PHWR-Anlage wurde weitgehende konzeptionelle und thermodynamische Übereinstimmung eines NUR mit einem PLWR realisiert. Dadurch konnten technische Synergien und Erfahrungen aus den Entwicklungsfortschritten des PLWR auch umfangreich für die MZFR-Nachfolgeanlagen genutzt werden. Abb. 2.20 zeigt den RDB, das bis dahin größte in Werkstattfertigung hergestellte Hochdruckgefäß, einschließlich seiner Einbauten. Das Reaktorkühlsystem bestand aus 2 Kühlkreisläufen mit jeweils einem DE, einer **Hauptkühlmittelpumpe** (HKP), den verbindenden Rohrleitungen und einem gemeinsamen Druckhalter. MZFR-Besonderheit sind die Absperrarmaturen, mit denen die **Hauptkühlmittelleitungen** (HKL) ausgerüstet waren. Natururanspezifische Ergänzung des Reaktorsystems ist der Moderatorkühlkreislauf, dessen Wärmeleistung der Speisewasseraufheizung dient und der damit innerhalb des Sekundärkreislaufes (Wasser/Dampf-Kreislauf) die Aufgabe der Hochdruckvorwärmung übernimmt, die beim PLWR mit Anzapfdampf vom Hochdruckteil der Dampfturbine betrieben wird.

Technische Daten:

Elektrische Leistung:	57 MWeI
Betriebsdruck des Reaktors:	90 at
Kühlmittel-Eintrittstemperatur:	251,5 °C
Kühlmittel-Austrittstemperatur:	280 °C

Die MZFR-Reaktorlinie wurde bislang nur mit den beiden o.g. CNA-KKW fortgeschrieben. CNA 1 (367 MWeI) wurde 1974 in Betrieb genommen. CNA 2 (745 MWeI) erzeugte erstmals in 2014 elektrischen Strom und ist damit das jüngste natururanbetriebene KKW weltweit. Das Basiskonzept für die Hauptbestandteile des Reaktorsystems blieb – wie für die PLWR - auch bei diesen beiden Anlagen erhalten. In Anlehnung an PLWR wurde jedoch auf die o.g. Armaturen in den HKL verzichtet. Von der rasanten Entwicklung der Leistungsgröße bei den PLWR in der BRD zwischen der Inbetriebnahme des **KKW Obrigheim** (KWO) über das **KKW Stade** (KKS) bis zur DWR 1300 MW-Klasse konnten auch die CNA-Anlagen – aufgrund von deren zeitlichem Nachlauf um jeweils einige Jahre – profitieren (siehe hierzu auch Abb. 4.9). So war es möglich, bei beiden Einheiten die thermische Leistung des Reaktors über jeweils nur zwei DE (als größte Einzelkomponenten des Kraftwerks) an das Sekundärsystem zu übertragen. Gravierende Unterschiede zwischen MZFR, CNA 1 und CNA 2 ergaben sich aufgrund gestiegener sicherheitstechnischer Anforderungen an (und Aufgaben für) die Systeme der NKK. Der MZFR wurde 1984 außer Betrieb genommen und befindet sich z. Zt. im Rückbau.

### 2.2.1.3 D2O-moderierte/CO<sub>2</sub>-gekühlte Reaktoren

#### Entwicklung Tschechoslowakei/Sowjetunion\* (1972)

*KKW Bohunice A1 (143 MWeI)*

Diese Anlage in der heutigen Slowakei wird in einigen Veröffentlichungen als DRR bezeichnet, obwohl man sowohl aufgrund der verfügbaren Darstellungen als auch den Beschreibungen des slowakischen Betreibers JAVYS (**J**adrova a **v**yradovacia spolocnost, a. s.) den Reaktor eindeutig als DBR-Ausführung einzuordnen hat. Implizit bestätigt wird dies durch die in [2.31] angegebenen Betriebsbedingungen des Reaktorbehälters durch den Hersteller Škoda.

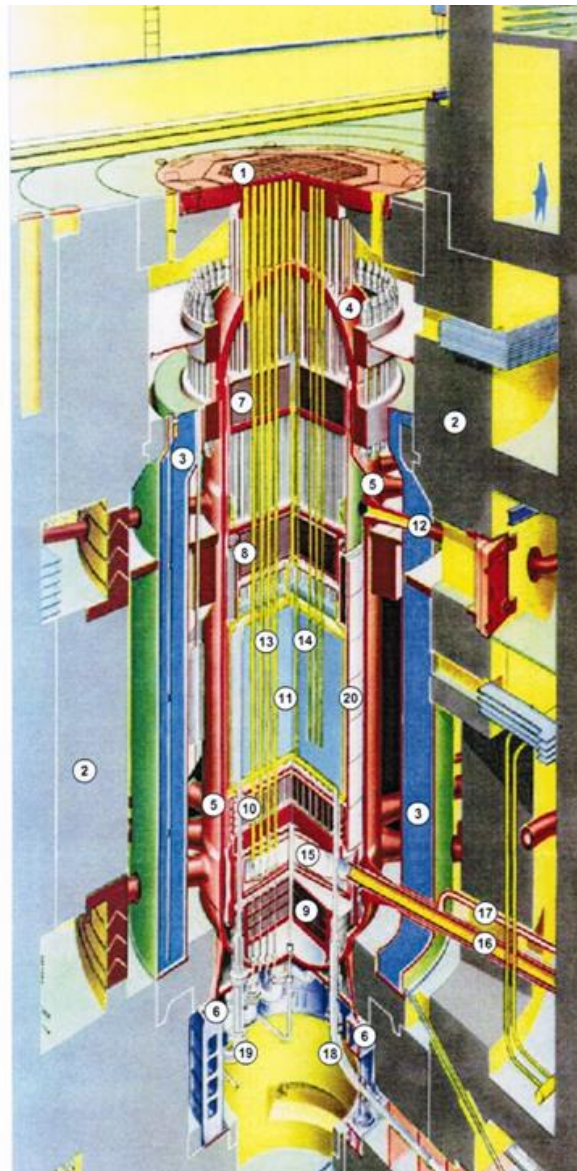
Da das Konzept mit zwei unterschiedlichen Fluiden für Moderator und Kühlmittel arbeitet und damit auch eine Mediumtrennung zwingend notwendig ist, wäre jedoch grundsätzlich auch eine Druckstufung mit niedrigem Moderatordruck im Reaktor möglich gewesen.

## 2 Entwicklungsgeschichte des Natururanreaktors

---

Abb. 2.21 zeigt den RDB - Durchmesser 5,1 m, Höhe 20 m - einschließlich seiner Einbauten. Im Bereich des Reaktorkerns beinhaltet das Druckgefäß einen weiteren Behälter zur Aufnahme des Moderators. Der gemittelte Kühlmitteldruck in den, die BE aufnehmenden Röhren lag bei 60 bar; das CO<sub>2</sub> wurde von 112 °C auf 426 °C aufgeheizt. Die Frischdampfdaten waren 410 °C/53 bar. Am 22.2.1977 ereignete sich eine verstopfungsbedingte Überhitzung in einem Kühlrohr, die nicht nur dieses, sondern auch mehrere umgebende Kühlrohre beschädigte. Als Folge drang Schwerwasser in den Gaskreislauf ein. Der hohe Feuchtigkeitsanstieg bewirkte Schäden an den Hüllrohren aller BE, führte damit zu erhöhter Kontamination des Primärkreislaufes und – hervorgerufen durch Lecks in den DE – auch zur radioaktiven Verunreinigung einiger Teile des Sekundärkreislaufes. Eine Reparatur wurde als nicht sinnvoll erachtet; 1979 wurde die Anlage Bohunice A1 offiziell stillgelegt.

\* Konzeptentwicklung: Sowjetunion und Tschechoslowakei,  
Fertigung, mit Ausnahme der BE: Tschechoslowakei



**Abb. 2.21:** KKW Bohunice A1 (SVK); Reaktordruckbehälter [2.32]

## 2.2.2 Druckröhrenreaktoren

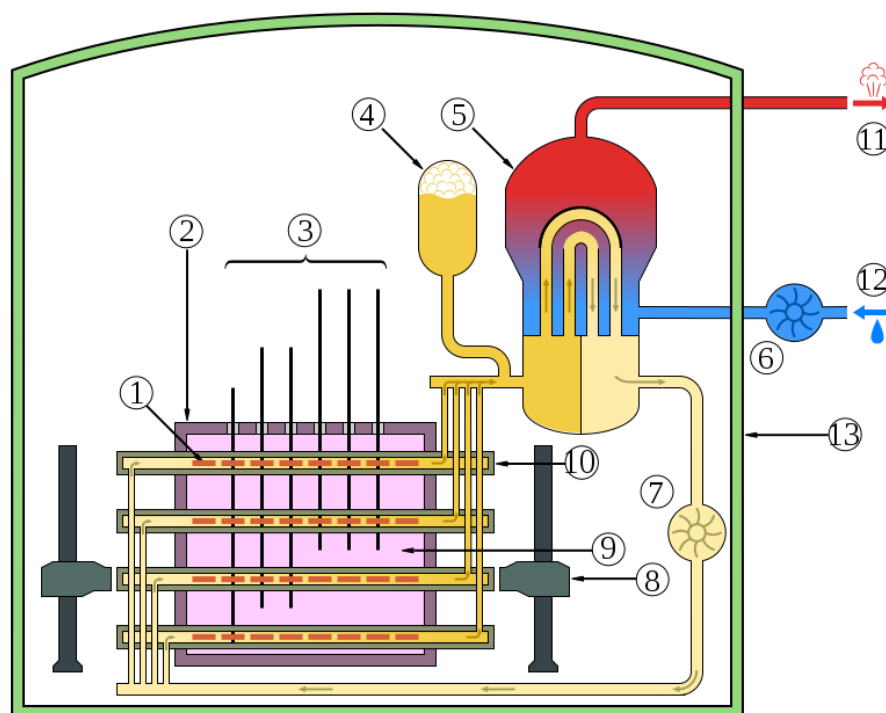
### 2.2.2.1 D2O-moderierte/D2O-gekühlte Reaktoren

#### Entwicklung Kanada (und Indien) (ab 1962)

##### CANDU-Reaktoren

Bereits in 1944, also noch während des 2. Weltkriegs und noch vor Inkrafttreten des MacMahon Acts, begann Kanada mit der Forschung an einer eigenen Reaktorlinie mit Natururan als Brennstoff und Schwerem Wasser als Moderator.

Beim CANDU-Reaktor mit D2O-Kühlung durchdringen die einzelnen, die BE enthaltenden, hochdruckführenden Kühlkanalrohre den Moderatorbehälter horizontal. Jeder Kanal ist konzentrisch von einem weiteren Rohr umgeben; der Spalt dazwischen dient der Wärmeisolierung. Der Moderator selbst wird drucklos (oder unter geringem Überdruck) und niedriger Temperatur (ca. 70 °C) betrieben. Zur Reaktorregelung und -abschaltung fahren/fallen von oben Steuerstäbe in den Moderatorertank; unabhängig davon kann neutronenabsorbierende Flüssigkeit in den Moderator eingespritzt werden. Dieses Grundkonzept wurde für alle bisherigen Anlagen – bereits stillgelegt oder noch in Betrieb – beibehalten.



- |  |                             |
|--|-----------------------------|
| 1 Brennelement                                 | 8 BE-Wechselmaschine        |
| 2 Moderatorertank (Calandria)                  | 9 Schwerkwasser (Moderator) |
| 3 Steuerstäbe                                  | 10 Druckröhre               |
| 4 Schwerwasserreservoir                        | 11 Frischdampf              |
| 5 Dampferzeuger                                | 12 Speisewasser             |
| 6 Zirkulationspumpe für Wasser/Dampf-Kreislauf | 13 Containment              |
| 7 Zirkulationspumpe für Reaktorkühlkreislauf   |                             |

**Abb. 2.22:** CANDU-Reaktor (CAN) [2.33]

Mit einer Ausnahme (KKW Gentilly 1, siehe Kap. 2.2.2.3) kam und kommt bei CANDU-Reaktoren bislang immer Schweres Wasser als Kühlmittel und als Moderator zum Einsatz.

Die Druckröhrenlösung war für Kanada bei der CANDU-Entwicklung auch deshalb geeignet, weil eine für einen Druckbehälterbau notwendige, hochentwickelte Schwerindustrie inländisch nicht zur Verfügung stand. Mit dem gewählten Konzept konnte die angestrebte, vom Ausland unabhängige Kernenergienutzung, basierend auf den großen Uranvorkommen des Landes und eigenständiger Schwerwasserherstellung, realisiert werden.

Der CANDU-Prototypreaktor Rolphton (25 MWel) ging 1962 in Betrieb, die Demonstrationsanlage Douglas Point (218 MWel) in 1967. Die gesamte CANDU-Flotte – noch aktive und bereits stillgelegte Anlagen - umfasst (Stand 2018)

- In Kanada 24 Einheiten, davon
  - 5 bereits stillgelegt, und
  - 19 in Betrieb.
- In anderen Ländern bislang insgesamt 11 Einheiten (10 noch in Betrieb), davon
  - 4 in Südkorea,
  - 2 in Rumänien (einzige CANDU-Reaktoren in Europa),
  - 1 in Argentinien,
  - 2 in China,
  - 1 in Pakistan
  - 1 in Indien (Rajastan 1, 2004 stillgelegt).

Der Einsatz dieses Reaktortyps in Indien leitete eine singuläre, landespezifische Nuklearentwicklung ein. Noch vor der Inbetriebnahme des o.g. kanadischen Demokraftwerks Douglas Point wurde 1965 mit dem Bau der ersten Exporteinheit (Rajastan 1, mit Douglas Point als Referenz) begonnen, die 1973 den Betrieb aufnahm. Zeitlich überlappend startete am gleichen Standort 1968 der Bau von Rajastan 2. Mit Zündung der ersten Atombombe Indiens 1974 traten jedoch Sanktionen seitens Kanada in Kraft, so daß Rajastan 2 ohne den Kraftwerkslieferanten fertig gestellt werden mußte. Damit begann in Indien der Aufbau einer eigenen Natururan-Reaktorlinie aus CANDU-Derivaten, die inzwischen auf eine aktive Flotte von 17 Einheiten angewachsen ist. Vier weitere Einheiten sind gegenwärtig im Bau, sodaß Indien nach deren Inbetriebnahme weltweit über die meisten Kraftwerksblöcke dieser Art verfügen wird. Indessen hat sich Indiens Motivation für den Einsatz dieser Technik gewandelt bzw. erweitert. Das Land verfügt nur über bescheidene Uranvorräte, besitzt jedoch ca. ein Viertel der Weltreserven sowie die weltgrößten geschätzten Ressourcen an Thorium. Langfristige Strategie ist es, dieses einheimische Brennstoffpotential im Verbund aus den bestehenden NUR, Schnellen Brutreaktoren und fortschrittlicher Natururantechnik nutzbar zu machen.

Die Fortentwicklung der CANDU-Technologie in Kanada verlief im Wesentlichen evolutionär, verbunden mit einer gestuften Einheiten-Leistungssteigerung von Douglas Point (218 MWel) bis Darlington mit ca. 935 MWel. Der modulare Aufbau des Reaktorkerns aus gleichartigen Druckröhren ermöglicht die Variation der Kraftwerksleistung ohne zwingende Größenänderung an hochdruckführenden Komponenten.

Zur Lebensdauererweiterung hat sich bei CANDU-Kraftwerken ein Renovierungskonzept („refurbishing“) etabliert, bei dem in einer geplanten ca. 3 bis 4 Jahre dauernden Stillstandsphase die Druckröhren des Reaktors und die DE ausgetauscht sowie evtl. erforderliche bzw.



sinnvolle Modernisierungen an Leittechnik und Hilfs- und Nebenanlagen durchgeführt werden [2.34]. Die gewonnene Verlängerung der Lebensdauer wird mit 30 bis 35 Jahren angegeben. Im Bereich der Brennstoffökonomie existiert - auf dem Fundament der beiden in China errichteten CANDU-Blöcke Qinshan - eine Zusammenarbeit zwischen Kanada und China mit dem Ziel, abgebrannten BE aus LWR eine nachfolgende Wiederverwendung in CANDU-Reaktoren zu ermöglichen. Hiervon sind auch viele neue Konzeptideen zur Weiterentwicklung der CANDU-Technologie beeinflusst.

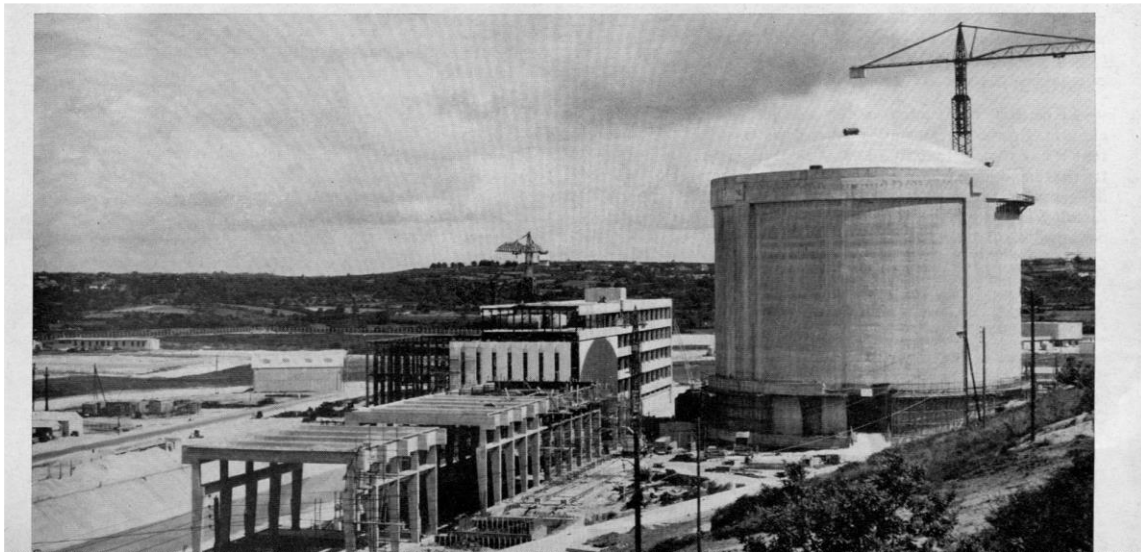
Das markanteste Neukonzept stellt jedoch der sog. ACR (**A**dvanced **C**andu **R**eactor) dar, der – bei einer Einheitengröße von 1200 MWel – mit leichtem Wasser als Kühlmittel und leicht angereichertem Uran (ca. 1,5% U235) arbeiten soll. In diesem Kontext ist auch die grundsätzliche Bereitschaft Kanadas zu sehen, sich nach jahrzehntelanger Beschränkung auf reine Natururanverwendung für zukünftige KKW auch dem LWR zu öffnen.

**Ungeachtet dieser Entwicklungstendenz gilt, daß sich das etablierte CANDU-KKW als einziger natururanbetriebener Reaktortyp in beachtenswertem Umfang neben dem LWR behaupten konnte.**

### 2.2.2.2 D2O-moderierte/CO<sub>2</sub>-gekühlte Reaktoren

#### Entwicklung Frankreich (1967)

*KKW Brennilis (75 MWel)*



**Abb. 2.23:** KKW Brennilis (EL.4, Monts d'Arrée) (FRA); Bauphase [2.35]

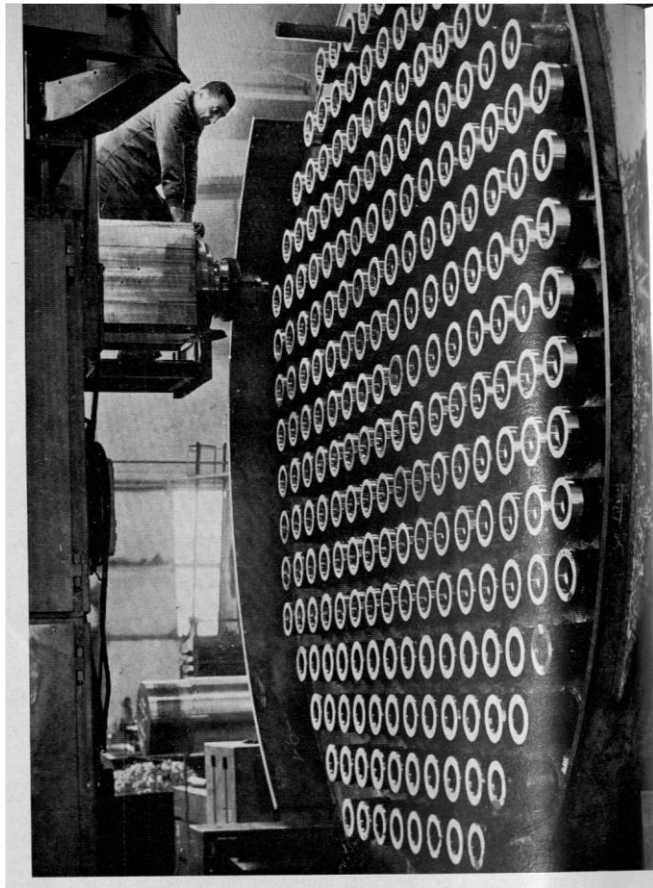
Parallel zum UNGG-Programm mit Graphit als Moderator (siehe Kap. 2.2.1.1) errichtete Frankreich mit dem KKW Brennilis auch eine Prototyp-Anlage, die mit Schwerwasser moderiert war (Abb. 2.23). Deren Konstruktionsprinzip entspricht weitgehend dem der CANDU-Technik, mit 216 horizontalen Druckröhren, die je 9 Brennelemente enthalten und einen Schwerwassertank durchdringen, der auf niedrigem Druck gehalten wird.

Abb. 2.24 zeigt einen der beiden Moderatorantankböden mit den herausragenden, eingeschweißten Enden der Druckröhren.

Der Druck des Kühlgases CO<sub>2</sub> lag bei 60 bar, mit einer Temperatur am Eintritt von 260 °C, am Austritt von 500 °C. Die ursprüngliche Brennstoffstrategie war, für die Erstbeschickung des Reaktors leicht angereichertes Uran und Stahl-Hüllrohre zu verwenden, für die Folgeelemente Natururan als Brennstoff und Beryllium für die Hüllrohre. Eine Veröffentlichung von 1993 [2.36] läßt jedoch darauf schließen, daß dieser Übergang nicht realisiert wurde.

Brennilis, erstes und einziges KKW der Bretagne, war wiederholt Ziel von Protesten und Anschlägen, wurde 1985 stillgelegt und befindet sich gegenwärtig im Rückbau.

Die KKW-Technologie mit Schwerwasser als Moderator und CO<sub>2</sub> als Kühlmittel wurde in Frankreich danach nicht mehr weiterverfolgt.



**Abb. 2.24:** KKW Brennilis (EL.4, Monts d'Arrée) (FRA);  
Moderatortank-Boden mit eingeschweißten Druckröhren [2.35]

### Entwicklung Schweiz (1968)

#### VAK (*Versuchsatomkraftwerk*) Lucens (8 MW<sub>el</sub>)

Mit diesem Projekt wurde das in der Schweiz bereits als Forschungsreaktor „Diorit“ bestehende Reaktorkonzept in das Stadium des Versuchskraftwerkes überführt.

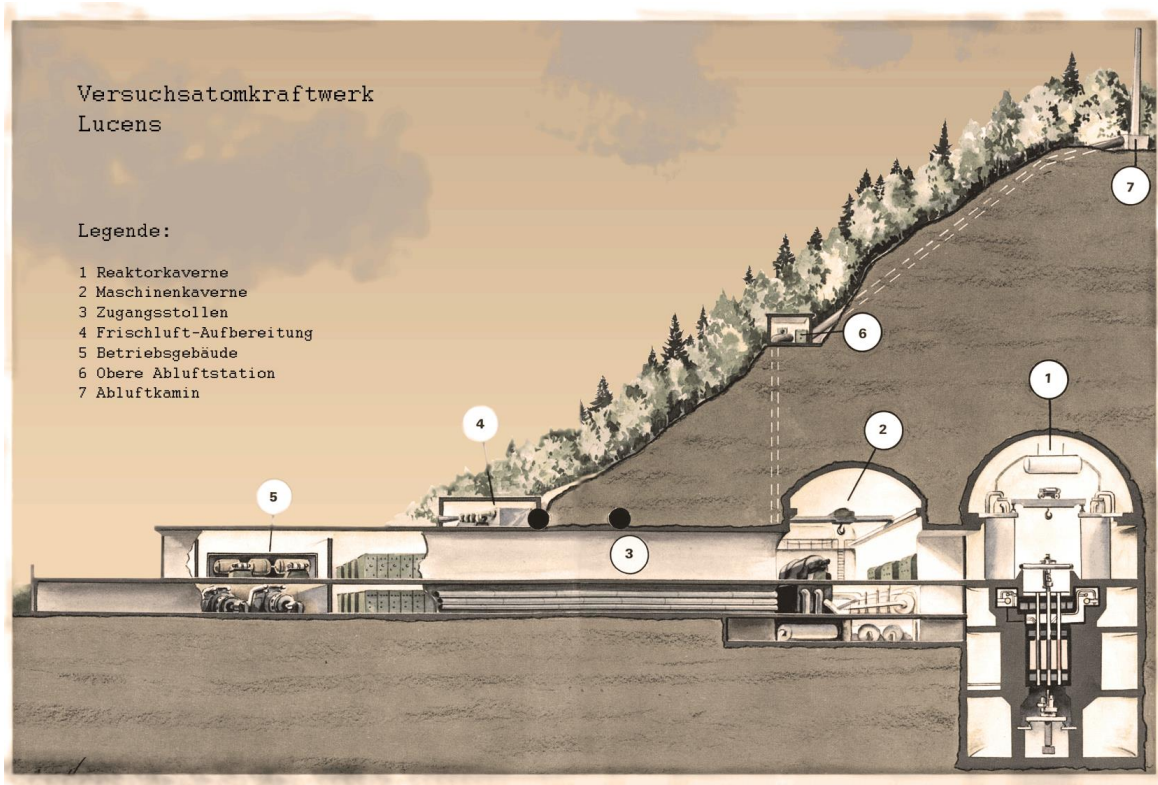
Abb. 2.25 zeigt die Kavernenbauweise der Anlage mit vertikaler Anordnung der Druckröhren. Das Reaktorkonzept fundiert auf der Verwendung von Natururan als Bestandteil der damaligen Autonomie-Strategie der Schweiz, wobei die Hoffnung auf Uranfunde im eigenen Land lag, was sich aber als nichtzutreffend erwies. Aufgrund der geringen Reaktorgröße (21 MW<sub>th</sub>,

8 MWel) mußte Lucens von Anfang an mit leicht angereichertem Uran betrieben werden. Noch vor der Inbetriebnahme der Anlage war schon entschieden worden, dieses Reaktor-konzept in der Schweiz nicht weiterzuverfolgen. Gründe dafür waren:

- die zwischenzeitlich entstandene Zugänglichkeit zu angereichertem Uran,
- der Trend zu großen Blockleistungen,
- das mangelnde Interesse der schweizerischen EVU als potentielle Anwender der Technologie.

Ein schwerer Reaktorunfall mit teilweisem Brennstoffschmelzen am 21.01.1968 bedeutete das Ende sowohl der Anlage Lucens als auch der schweizerischen Bestrebungen nach einer eigenen Reaktorlinie.

Die Frage, ob mit dem Bau von Lucens auch militärische Ambitionen verfolgt wurden, war und ist noch bis zur heutigen Zeit Gegenstand von Untersuchungen und Auseinandersetzungen in der schweizerischen Fachwelt (siehe u. a. [2.38]). Dabei wurde auch die Besonderheit des Reaktors, daß die BE während des Betriebes nicht austauschbar waren als Indiz dafür betrachtet, daß damit die Gewinnung waffenfähigen Plutoniums nicht beabsichtigt war.



**Abb. 2.25:** VAK Lucens (CHE); Kavernenbauweise [2.37]

### Entwicklung BRD (1973)

*KKN (106,4 MWel)*

Mit der Inbetriebnahme dieser Anlage waren in der BRD beide NUR-Konstruktionslinien – Druckbehälter (MZFR) und Druckröhre (KKN) – gleichzeitig und in gleicher Leistungsklasse als Prototypkraftwerke vertreten. Damit war auch eine optimale Voraussetzung gegeben, Wirt-

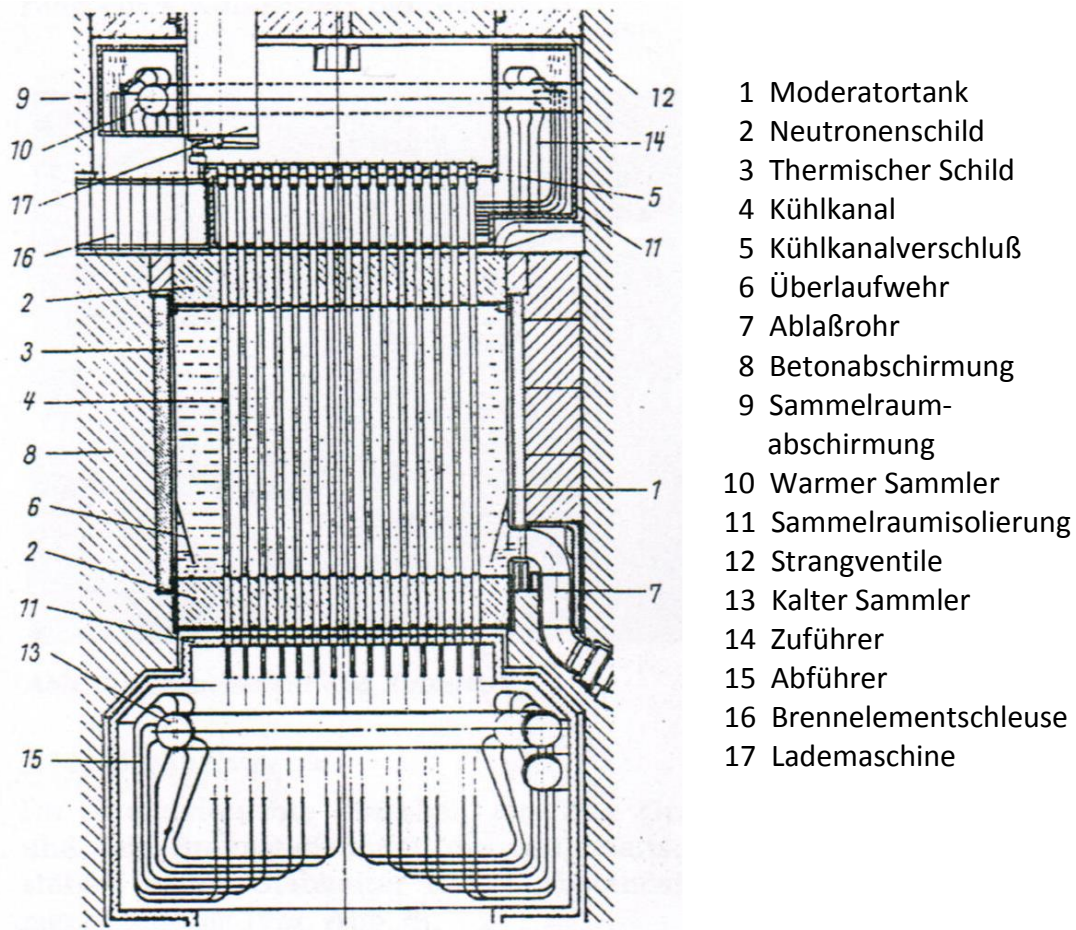
## 2 Entwicklungsgeschichte des Natururanreaktors

schaftlichkeit, Handhabbarkeit, Zuverlässigkeit und Sicherheit der beiden Varianten gegenüberzustellen. Im Gegensatz zum CANDU-Prinzip waren die 351 Kühlkanäle des KKN-Reaktors vertikal angeordnet, wie in Abb. 2.26 erkennbar. Jeder Kühlkanal enthielt 4 übereinander gestapelte BE von je ca. 1 m Länge. Die Hüllrohre bestanden aus Korrosionsgründen aus Stahl; wegen dessen ungünstiger Neutronenökonomie war eine geringfügige Anreicherung (1,15 % U235) des Brennstoffes erforderlich. Geplant war – bei späterer Verfügbarkeit geeigneter anderer Hüllrohrmaterialien – auf Natururan überzugehen.

Die Kühlrohre wurden von oben nach unten vom CO<sub>2</sub> durchströmt.

Technische Daten:

Elektrische Leistung:	106,4 MWeI
CO <sub>2</sub> -Druck am Eintritt:	60 bar
CO <sub>2</sub> -Eintritts/Austritts-Temperatur:	253 °C/550 °C
Moderatoreintrittstemperatur:	55 °C
Moderatoraustrittstemperatur:	85 °C
Moderatordruck:	1,5 bis 2,5 bar (über Moderatorspiegel)
Frischdampfzustand:	107 bar/530 °C



**Abb. 2.26:** KKW Niederaichbach (BRD); Reaktor [2.39]

Eine Besonderheit stellte die Art der Reaktorleistungsregelung dar. Sie erfolgte nicht – wie beim CANDU-Reaktor - durch das Einfahren von Absorberstäben in den Moderator, sondern

durch Veränderung der Moderatorspiegelhöhe im Moderatortank. Das hierfür aufgebaute System ist in Abb. 2.27 dargestellt. Im Gegensatz zum MZFR war das Temperaturniveau des Moderators so niedrig, daß die anfallende Moderatorwärme nicht zur Speisewasservorwärmung genutzt, sondern verworfen wurde.

Die Anlage KKN wurde in 1974, weniger als 1 Jahr nach Inbetriebnahme, hauptsächlich aufgrund anhaltender Probleme mit den DE, stillgelegt.

Erwähnenswert ist, daß der Entscheidung für CO<sub>2</sub> als Kühlmittel ein Vorprojekt vorausging, in dem verschiedene Kühlungsvarianten untersucht wurden. Insbesondere aufgrund der Aussicht, mit einem gasförmigen Kühlmittel einen Dampfkreislauf mit Dampfzuständen ähnlich denen in konventionellen Kraftwerken (und damit einen attraktiveren Wirkungsgrad) realisieren zu können, fiel die Wahl auf CO<sub>2</sub>. Rückblickend könnte diese Entscheidung bedauert werden; mit Schwerwasser als Kühlmittel wäre dem CANDU-Reaktor möglicherweise ein ernst zu nehmender Konkurrent entstanden.

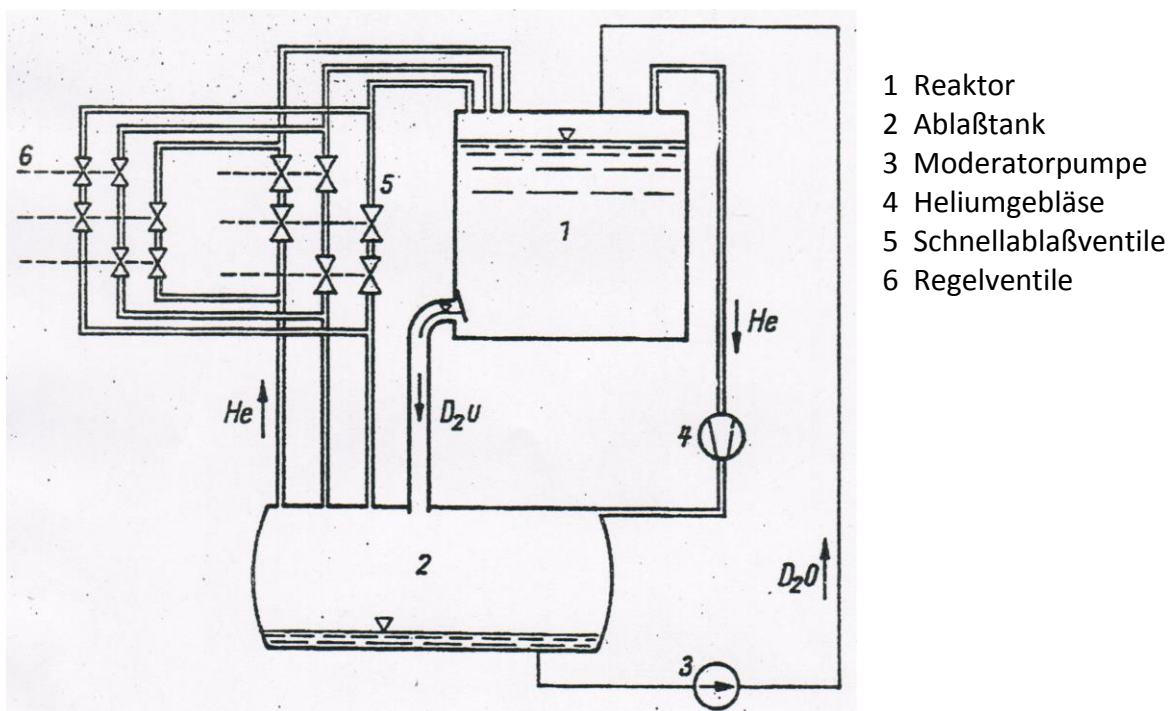


Abb. 2.27: KKW Niederaichbach (BRD); Moderatorspiegel-Regelung [2.39]

### 2.2.2.3 D<sub>2</sub>O-moderierte/H<sub>2</sub>O-gekühlte Reaktoren

Inspiziert von der Siedewasser-Technologie bei LWR wurde diese Moderator/Kühlmittel-Kombination Ende der 60er bzw. Anfang der 70er Jahre in zwei Anlagen – eine in Großbritannien (KKW Winfrith) und eine in Kanada (KKW Gentilly 1) – in unterschiedlichen Leistungsgrößen aber in fast identischer Technik realisiert. Dabei war die Motivation hierfür in beiden Ländern sehr unterschiedlich.

- In Großbritannien sollte damit eine Ausweichtechnologie zur Hauptlinie „Gasgekühlte Reaktoren“ geschaffen werden für den Fall, dass deren Weiterentwicklung auf unüberwindbare Schwierigkeiten gestoßen wäre [2.40]. Weitere Gesichtspunkte waren eine bessere Uranausnutzung sowie eine gute Plutoniumerzeugung [2.41].

## 2 Entwicklungsgeschichte des Natururanreaktors

- In Kanada sollte eine neue Variante der bestehenden CANDU-Technik entwickelt werden, wobei durch den Wegfall des Druckwasserkreislaufes
  - ein höherer Wirkungsgrad und damit Brennstoffersparnis,
  - reduzierte Kapitalkosten, und
  - eine Senkung der Betriebskosten durch geringere D<sub>2</sub>O-Verluste erwartet wurden [2.43]; aufgrund dieser Kostenersparnisse erhoffte man sich mit diesem Konzept auch erhöhte Exportchancen.

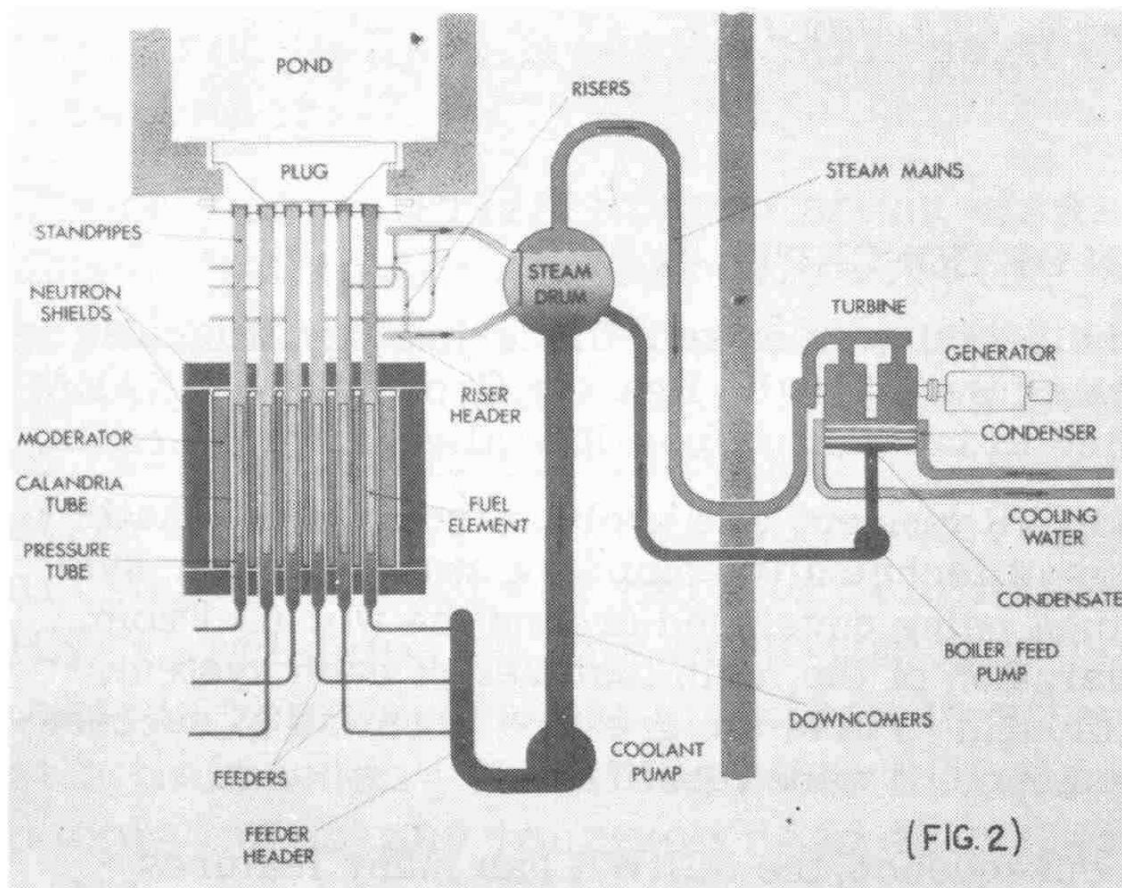
Beide Anlagen blieben in ihren Ländern Unikate ohne Folgeprojekte und sind inzwischen stillgelegt (Großbritannien: 1990, Kanada: 1977).

### Entwicklung Großbritannien (1968)

#### *KKW Winfrith (100 MWe)*

Obwohl das Reaktorkonzept von vornherein vom Einsatz leicht angereicherter Urans (1,4 % U<sup>235</sup>) ausging [2.42], sollte es auch mit Natururan voll leistungsfähig sein [2.41].

Ein umfangreiches Experimentalprogramm sah u.a. die Variation der Anfangsanreicherung [2.41] vor. Außerdem war ursprünglich geplant, einige Kühlkanäle nicht mit Speisewasser, sondern mit aus der Dampftrommel rückgeführtem Satttdampf zu beaufschlagen, um damit überhitzten Dampf zu erzeugen. Aus [2.40] kann jedoch abgeleitet werden, daß dies nicht realisiert wurde.



**Abb. 2.28:** KKW Winfrith (GBR); Prinzipschema [2.40]

Um eindeutige 2-Phasen-Strömungsverhältnisse in den Kühlkanälen zu erhalten, waren diese vertikal angeordnet. Die Reaktorleistung wurde durch Höhenveränderung des Wasserspiegels im Moderatorbehälter geregelt. Zur Schnellabschaltung waren Absorberstäbe vorgesehen. Jeder Kühlkanal enthielt ein Brennelement.

Technische Daten:

Elektrische Leistung:	100 MWeI
Frischdampfzustand:	61,4 bar/279 °C
Moderatordruck:	nahezu atmosphärisch

KKW Winfrith war 22 Jahre lang im Einsatz. Dennoch wurde das Konzept nicht weiterverfolgt.

### Entwicklung Kanada (1971)

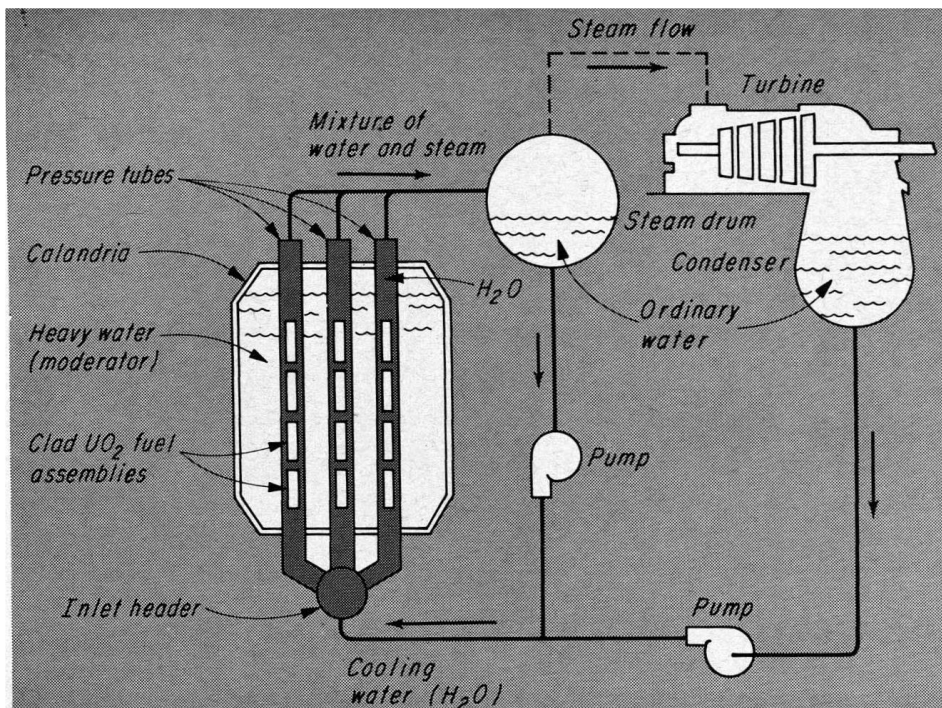
#### KKW Gentilly 1 (266 MWeI)

Der Übergang vom Druckwasserprinzip der etablierten CANDU-Technik zum Siedewassersystem reduziert den von den Kühlrohren aufzunehmenden Differenzdruck etwa um den Faktor 2,5. Dies kommt der Druckröhren-Dimensionierung entgegen und reduziert die Gefahr von H<sub>2</sub>O-Leckagen in den Moderatortank.

Im Unterschied zum Standard-Konzept des CANDU-Reaktors mußten aufgrund der Dampfbildung auch hier die Kühlkanäle, die jeweils mehrere BE enthielten, senkrecht stehen.

Technische Daten:

Elektrische Leistung:	266 MWeI
Frischdampfzustand:	52 bar/266 °C



**Abb. 2.29:** KKW Gentilly 1 (CAN); Prinzipschema [2.43]

Ca. 6 Jahre nach erster Netzsynchrosation wurde Gentilly 1 stillgelegt, ohne bis dahin nennenswert Strom zu erzeugen. Die Technologie blieb ohne Folgeanlage.

### 2.2.3 Tabellarische Zusammenfassung

Tab. 2.5 gibt eine Übersicht aller Varianten von NUR aus Kap. 2.2.1 und Kap. 2.2.2 wieder.

Druckröhren-Reaktoren (DRR)		Druckbehälter-Reaktoren (DBR)		Reaktor-Typ											
				Moderator/ Kühlmittel	Entwickelt in	Blockanzahl Gesamt/ in Betrieb/ stillgelegt	Größte Blockleistung (MWel, brutto)	Konzept-/ Anlagen Kurz- bezeichnung	Erstanlage/ Unikat (Land)	Inbetriebnahme Erstanlage/Unikat, (Stilllegung Erstanlage/Unikat), Bemerkungen					
D2O/H2O	Kanada	D2O/D2O	Sowjetunion	Graphit/CO2	Frankreich	9/0/9	555	UNGG	Marcoule G2 (FRA)	1959, (stillgelegt 1980)					
											Großbritannien	28/0/28	540	MAGNOX (GBR)	1956, (stillgelegt 2003)
D2O/CO2	Schweiz	D2O/D2O	Tschechoslowakei/ Sowjetunion	Schweden	Frankreich	1/0/1	12*	PHWR	Ägesta (SWE)	1964, (stillgelegt 1974)					
											BRD	3/2/1	745	PHWR	* Fernwärme (FW)-KW, 65(80) MWthermisch
											Indien	21**/17/0	700	CANDU- Derivat	1966, (stillgelegt 1984)
											Frankreich	1/0/1	75	HWGCR	** mit FW-Auskopplung, 200 MWthermisch
D2O/CO2	BRD	D2O/D2O	Kanada	Schweden	Großbritannien	1/0/1	106	KKN	Niederreichbach (BRD)	1973, (stillgelegt 1974)					
											Schweiz	1/0/1	8	VAKL	1968, (stillgelegt 1969 nach Reaktorunfall)
											Großbritannien	1/0/1	100	SGHWR	1968, (stillgelegt 1990)
D2O/H2O	Kanada	D2O/D2O				1/0/1	266	CANDU-BLW	Gentilly 1 (CAN)	1971, (stillgelegt 1977)					

Tab. 2.5: KKW mit Natururanreaktoren; Zusammenfassung von Kap. 2.2.1 und Kap. 2.2.2



### 3 Berechnung der (Nach-)Zerfallsleistung

Zerfallsleistung wird die Gesamtheit **der** Wärmeleistungen aus allen physikalischen Reaktionen im Kernreaktor genannt, die zeitlich den spontanen Spaltungswirkungen (z.B. der Abbremsung der Spaltprodukte) nachgeschaltet sind.

Dies sind im Einzelnen:

- Beitrag der Spaltprodukte, die - vorherrschend über  $\beta$ -Zerfälle (Elektronen) mit Emission von Antineutrinos und  $\gamma$ -Quanten – weiter bis zur Bildung stabiler Nuklide zerfallen,
- Beitrag von Aktinoiden, die sich während des Reaktorbetriebs aus ursprünglichen Brennstoffnukliden über verschiedene Reaktionsketten aufgebaut haben, und ebenfalls über  $\beta$ -, aber auch  $\alpha$ -Strahlung zerfallen,
- Beitrag von Nukliden, die durch Neutroneneinfang in Spaltprodukten entstanden sind und dadurch eine andere Zerfallscharakteristik aufweisen als das ursprüngliche Spaltprodukt (z.B. Bildung von Cs134 aus Cs133),
- Beitrag, hervorgerufen durch Spaltungen verzögerter Neutronen, und
- Beitrag durch den Zerfall aktivierten Strukturmaterials.

Die Zerfallsleistung ist eine maßgebliche physikalische Größe für die Dimensionierung **der** verfahrenstechnischen Systeme eines KKW, die u. a. zur geplanten, direkten Wärmeableitung aus dem Reaktorsystem an die Wärmesenke, zur Kernkühlung nach anlagen-intern sowie –extern verursachten Störfällen oder zur Kühlung bestrahlter BE bei deren Handhabung und Lagerung installiert sind. Sie entsteht aus Folgeprozessen der Kernspaltung und ist somit bereits während des Reaktorbetriebs Bestandteil der erzeugten Leistung. Nach Abschaltung des Reaktors ist die Zerfallsleistung als einziger Leistungsanteil weiterhin wirksam; von daher die früher im deutschen Sprachgebrauch verbreitete Bezeichnung „Nach“-Zerfallsleistung sowie die letztlich unkorrekte Definition, nach der diese erst „nach Abschaltung eines Kernreaktors **erzeugt**“ würde.

Tab. 3.1 zeigt stark vereinfacht wie sich die gesamte, aus der Spaltung eines U235-Kerns freigesetzte Energie aufteilt, wobei gerundet von einem Gesamtwert von 200 MeV ausgegangen wird. Mit dem Abschalten des Reaktors kommen nur die prompten Prozesse zum Stillstand, nicht aber die verzögerte Energiefreisetzung.

Prompt:	Kinetische Energie der Spaltprodukte -----	165 MeV
	Kinetische Energie der prompten Neutronen -----	5 MeV
	Prompte Gammastrahlung -----	7 MeV
Verzögert:	Verzögerte Betastrahlung -----	7 MeV
	Verzögerte Gammastrahlung -----	6 MeV
	Kinetische Energie der verzögerten Neutronen -----	gering
Nicht nutzbar:	Kinetische Energie der Neutrinos -----	10 MeV
		200 MeV

**Tab. 3.1:** Aufteilung der freigesetzten Energie bei der Kernspaltung (eines U235-Kerns) [3.1]

Die Begriffsverwendungen für die Zerfallsleistung sind z.T. noch heute (und waren insbesondere in der Vergangenheit) sehr uneinheitlich. Während in der englischen Sprache sowohl im fachsprachlichen Alltag als auch in der Literatur parallel nebeneinander die Bezeichnungen „thermal decay heat“, „decay power“, „decay heat power“, „decay energy“, „decay energy release rate“, „residual decay heat release“, „decay energy rate“ oder einfach „decay heat“ benutzt wurden, waren im deutschen Sprachraum bis zur erstmaligen Einführung einer separaten DIN (**D**eutsches **I**nstitut für **N**ormung)-Norm für MOX-BE im Jahr 2008 [3.25] neben „Nachzerfallsleistung“ auch die Begriffe „Nachwärme“, „Nachwärmeleistung“, „Nachzerfallswärme“ gebräuchlich. Erst mit der Ausgabe o.g. Norm fand der letztlich einzig exakte Begriff „Zerfallsleistung“, der den kernphysikalischen Vorgang in Verbindung mit der entstehenden Größe korrekt wiedergibt, Eingang in die deutsche Fachliteratur.

Seit den Anfängen zur Berechnung der Zerfallsleistung mittels empirischer Ansätze Mitte der 40er Jahre des letzten Jahrhunderts fand sowohl eine permanente Entwicklung zur Differenzierung des Gesamtwertes „Zerfallsleistung“ in seine physikalischen Bestandteile, der Präzisierung und Verfeinerung der Berechnungsmethoden (verbunden mit dem Abbau unnötiger Sicherheitsaufschläge) als auch eine ständige Erweiterung des Gültigkeitsbereiches für die Abklingzeit statt. Letzteres ist insbesondere für die Langzeitlagerung bestrahlter BE und abgebrannten Brennstoffes bedeutsam.

Ein expliziter Beitrag der Wirkung verzögerter Neutronen wurde nur in einer einfachen Berechnungsmethode der französischen Atomenergiebehörde CEA (**C**ommissariat à l'**é**nergie **a**tomique et aux **é**nergies alternatives) gefunden [3.32].

Der Zerfall aktivierten Strukturmaterials ist bislang in keiner Berechnungsvorschrift enthalten.

#### 3.1 Entwicklung der Berechnungsmethoden

Die ersten Formeln zur Berechnung der Zerfallsleistung hatten als Variable nur die thermische Brennstoffleistung sowie Bestrahlungs- und Abklingzeit. Eine Unterscheidung in Natururan und angereichertes Uran, und damit in verschiedene Reaktortypen, war damit nur mittelbar über die charakteristischen, unterschiedlichen Bestrahlungszeiten in NUR und LWR gegeben. Auch bei der ersten standardmäßigen Berechnungsmethode, dem (nur als DRAFT herausgegebenen) ANS (**A**merican **N**uclear **S**ociety)-5.1 Standard von 1971 (ANS 71) [3.8], wird der Beitrag der Spaltprodukte, also des Hauptanteiles an der Zerfallsleistung, noch unabhängig vom U235-Anfangsgehalt des Brennstoffes ermittelt. Nur in die Berechnung des Beitrages der Aktinoide U239 und Np239 (die einzigen berücksichtigten Aktinoide im ANS 71) geht die Wirkung unterschiedlicher Anfangsanreicherungen explizit ein. Erst ab dem ANS-5.1-Standard von 1979 (ANS 79) [3.12] wird dessen Beschränkung auf LWR, also U235-angereicherte Brennstoffe, im Titel dokumentiert.

Auch alle danach erschienenen Ausgaben standardisierter Berechnungsmethoden, d. h.

- die weiteren ANS-Versionen (letztgültige von 2014),
- die Ausgaben der deutschen Norm (**D**eutsches **I**nstitut für **N**ormung) DIN 25463 (letztgültige von 2014),
- die vom japanischen Institut JAERI (**J**apan **A**tomic **E**nergy **R**esearch **I**nstitute) vorgestellten Gleichungen und Tabellenwerte (1991), und
- des Internationalen Standards (**I**nternational **O**rganization for **S**tandardization) ISO 10645 (bisher einzige Ausgabe von 1992),

sowie die, teilweise oder ganz, an o.g. Standards angelehnten Berechnungsvorschriften

- der von der U.S. Nuclear Regulatory Commission als Orientierungshilfe herausgegebenen „Standard Review Plans“ (z.B. Rev. 2 von 1981 und DRAFT Rev. 3 von 1996), und
- der französischen CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) von 1991,

sind als nur gültig für LWR deklariert (wobei die genannte japanische Methode als auch für Schnelle Brutreaktoren anwendbar beschrieben wird).

Spezifische Berechnungsvorschriften für NUR im Range von Standards wurden nie erarbeitet. Naheliegende Gründe, den damit verbundenen Aufwand zu vermeiden sind das – im Verhältnis zum LWR – deutlich geringere Anwendungspotential sowie die Berechnungs-Verfeinerungen in den LWR-Standards bzgl. der Zerfallsleistungsanteile. Diese ermöglichen eine weitgehende Verwendung von NUR-spezifischen Bedingungen in den Standard-Berechnungsverfahren und damit ausreichend genaue Ergebnisse für die Zerfallsleistung in NUR.

### 3.1.1 Empirische Gleichungen

Von der Vielzahl empirischer Ansätze, die sich oft in ihrem Aufbau ähneln, seien hier nur der erstdatierte (Way/Wigner, 1946) sowie derjenige, der in die Auslegung deutscher KW eingegangen ist (Untermeyer/Weills, 1952), aufgenommen.

Gemeinsam ist allen bekannten Näherungsansätzen, daß sie – im Wertevergleich mit den heute möglichen, rel. genauen Berechnungsmethoden – nur für sehr eingeschränkte Abklingzeitbereiche realitätsnahe Zerfallsleistungswerte liefern konnten.

#### 3.1.1.1 Way, K. und Wigner, E.P. (USA, 1946)

Die ersten Versuche, experimentell ermittelte Werte für  $\beta$ - und  $\gamma$ - Strahlung zerfallender Spaltprodukte in eine Gleichung für die Zerfallsleistung überzuführen, entstanden 1946 mit der Formel von K. Way und E.P. Wigner. Deren Herkunft stellt sich allerdings etwas undurchsichtig dar.

H. Etherton gibt lt. [3.2] in [3.3] die nachfolgende Formel an, die er K. Way und E.P. Wigner zuschreibt, obwohl die Gleichung weder in dem von ihm zitierten Artikel [3.4] noch einem ca. 2 Jahre später erschienenen Beitrag [3.5] explizit erscheint. Sie lautet:

$$H = 6,22 \cdot 10^{-2} \cdot P \cdot [t_d^{-0.2} - (t_i + t_d)^{-0.2}] \quad (3.1)$$

mit	H	Zerfallsleistung	(W)
	P	Betriebsleistung des Brennstoffs	(W)
	$t_d$	Abklingzeit nach Bestrahlung	(s)
	$t_i$	Bestrahlungszeit	(s)

[3.6] nennt für eine Formel gleichen Aufbaus (von „Todreas and Kazimi“, based on Glasstone, 1967, Konstante:  $6,6 \cdot 10^{-2}$ ) einen Gültigkeitsbereich von 10 s bis 100 d für die Abklingzeit.

#### 3.1.1.2 Untermeyer, S. und Weills, J.T. (USA, 1952)

$$H = 0.1 \cdot P \cdot [(t_d + 10)^{-0.2} - (t_i + t_d + 10)^{-0.2}] - 0.087 \cdot P \cdot [(t_d + 2 \cdot 10^7)^{-0.2} - (t_i + t_d + 2 \cdot 10^7)^{-0.2}] \quad (3.2)$$

Diese Anpassungsgleichung an experimentelle Zerfallsleistungswerte [3.7] kam in Deutschland sowohl für PHWR (MZFR, CNA 1) als auch für PLWR (z.B. KKS) zum Einsatz. Die Anzahl und Bedeutung der Variablen ist identisch mit denen in der Way/Wigner-Formel; der Gleichungsaufbau ist jedoch etwas komplizierter. Ab einer Abklingzeit von ca. 1-2 Monaten liefert die Gleichung stark abfallende, zu niedrige Zerfallswerte.

#### 3.1.2 Standardisierte Berechnungsmethoden

Eine detaillierte Inhaltsdarstellung für die verschiedenen Standard-Berechnungsmethoden geht über den Rahmen dieser Arbeit hinaus; hierzu wird auf die öffentlich zugänglichen (aber normalerweise kostenpflichtigen) Schriften verwiesen. Nur zum ANS 71 [3.8] werden hier die einzelnen Zerfallsleistungs-Bestandteile beschrieben, um auf dieser Basis die Fortschritte bzw. Verfeinerungen der Nachfolge-Versionen aufzeigen zu können. Alle ANS-Ausgaben ab 1978 sowie die DIN 25463-Versionen von 1982 und 1990 bieten neben der ausführlichen auch eine vereinfachte Methode zur konservativen Abschätzung der Zerfallsleistung an.

##### 3.1.2.1 ANS-5.1 Standard (USA, ab 1971)

###### ANS-5.1 Standard (DRAFT) 1971

Grundlage hierfür ist eine Kurve aus einer Arbeit von K. Shure von 1961 [3.9]. Obwohl bekannt war, daß das Spaltnuklid Pu239 mit zunehmender Bestrahlungszeit mehr und mehr an der Leistungserzeugung teilnimmt, wurde – aufgrund noch bestehender Unsicherheiten bzgl. der Spaltprodukte des Pu239 - ausschließlich U235 als Spaltstoff betrachtet. Als Energiefreisetzung pro Spaltung wurden 200 MeV angesetzt.

###### Beitrag der Spaltprodukte

Für eine (hypothetische,) unendliche Bestrahlungszeit wird aus der o.g. Kurve von Shure eine Beziehung folgender Form abgeleitet:

$$\frac{P_{Sp}}{P_0}(\infty, t_s) = A \cdot t_s^{-a} \quad (3.3)$$

mit  $P_{Sp}$  Spaltprodukt-Zerfallsleistung  
 $P_0$  Betriebsleistung der Brennstoffeinheit  
 $t_s$  Abklingzeit (s)  
 A, a Werte, abhängig von der Abklingzeit ( $s^{-1}$ )

Zeitintervall (s)	A	a
$10^{-1} \leq t_s \leq 10^1$	0.0603	0.0639
$10^1 \leq t_s \leq 1.5 \cdot 10^2$	0.0766	0.181
$1.5 \cdot 10^2 \leq t_s \leq 4 \cdot 10^6$	0.130	0.283
$4 \cdot 10^6 \leq t_s \leq 2 \cdot 10^8$	0.266	0.335

Für reale Bestrahlungszeiten  $t_0$  erhält man

$$\frac{P_{Sp}}{P_0}(t_0, t_s) = \frac{P_{Sp}}{P_0}(\infty, t_s) - \frac{P_{Sp}}{P_0}(\infty, t_0 + t_s) \quad (3.4)$$

mit  $t_0$  Bestrahlungszeit (s)

Abhängig von der Abklingzeit werden folgende Unsicherheiten angegeben:

Abklingzeit (s)	Unsicherheit (%)
$t_s < 10^3$	+ 20 % bis - 40 %
$10^3 < t_s < 10^7$	+ 10 % bis - 20 %
$t_s > 10^7$	+ 25 % bis - 50 %

**Beiträge der Aktinoide U239 und Np239**

$$\text{U239: } \frac{P_{U239}}{P_0} = 2.28 \cdot 10^{-3} \cdot C \cdot \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \cdot [1 - e^{-4.91 \cdot 10^{-4} t_0}] \cdot e^{-4.91 \cdot 10^{-4} t_s} \quad (3.5)$$

und

$$\begin{aligned} \text{Np239: } \frac{P_{Np239}}{P_0} = & 2.17 \cdot 10^{-3} \cdot C \cdot \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \cdot [7.0 \cdot 10^{-3} (1 - e^{-4.91 \cdot 10^{-4} t_0}) \cdot \\ & (e^{-3.41 \cdot 10^{-6} t_s} - e^{-4.91 \cdot 10^{-4} t_s}) + \\ & (1 - e^{-3.41 \cdot 10^{-6} t_0}) \cdot e^{-3.41 \cdot 10^{-6} t_s}] \end{aligned} \quad (3.6)$$

mit C Konversionsrate  
(Erzeugung Pu239-Atome zu Verbrauch U235-Atome)  
 $\sigma_{25}$  Effektiver Neutronenabsorptionsquerschnitt von U235  
 $\sigma_{f25}$  Effektiver Neutronenspaltquerschnitt von U235

$$\text{wobei } C = \frac{\sigma_{28}}{r \cdot \sigma_{25}} + \eta_{25} \cdot \epsilon \cdot (1 - p) \cdot P_f \quad (3.7)$$

mit  $\sigma_{28}$  Effektiver Neutronenabsorptionsquerschnitt von U238  
r Atomverhältnis U235 zu U238  
 $\eta_{25}$  Effektive Neutronenspaltausbeute pro in U235 absorbiertem Neutron  
 $\epsilon$  Schnellspaltfaktor  
p Resonanzentkommwahrscheinlichkeit  
 $P_f$  Nicht-Leckage-Wahrscheinlichkeit für schnelle Neutronen

Als Unsicherheiten für den Aktinoidenbeitrag von U239 und Np239 sind die gleichen Werte wie für den Beitrag der Spaltprodukte (siehe Tabelle oben) angenommen. Weitere Bestandteile der Zerfallsleistung werden im ANS 71 nicht angegeben.

Die gesamte Zerfallsleistung wird somit:

$$P_Z(t_0, t_s) = \left[ \frac{P_{Sp}}{P_0}(t_0, t_s) + \frac{P_{U239}}{P_0}(t_0, t_s) + \frac{P_{Np239}}{P_0}(t_0, t_s) \right] \cdot P_0 \quad (3.8)$$

mit  $P_Z$  Zerfallsleistung (in der Einheit von  $P_0$ )

Die Informationen zum Gültigkeitsbereich für die Abklingzeit sind nicht eindeutig. Einerseits geht die dem ANS 71 anhängende Shure-Kurve bis  $10^9$  s Abklingzeit (bei unendlicher Bestrahlungszeit), andererseits sind die Werte für A und a nur bis  $\max. 2 \cdot 10^8$  s definiert.

Da bei realer Bestrahlungszeit der zweite Term der rechten Seite von Gleichung (3.4) als „Abklingzeit“ rechnerisch die Summe aus Abkling- und Bestrahlungszeit anzusetzen hat, endet bei einer praktischen Einsatzzeit von 3 Jahren (entsprechend ca.  $1 \cdot 10^8$  s) und Anwendung der  $2 \cdot 10^8$  s – Grenze der Definitionsbereich nach Abschaltung bereits nach ca.  $1 \cdot 10^8$  s.

#### **ANS-5.1 Standard (DRAFT) 1973**

Der ANS 73 [3.10] enthält keine substantiellen Fortentwicklungen/Erweiterungen gegenüber dem ANS 71. Bezüglich der Spaltenergie wird die Verwendung des Wertes von 200 MeV nicht mehr fest vorgeschrieben. Wenn der Anwender einen anderen Wert ( $E_f$ ) dafür rechtfertigen kann, dann ist das Verhältnis der Spaltprodukt-Zerfallsleistung zur Thermischen Brennstoffleistung wie folgt zu korrigieren:

$$\frac{P_{Sp}}{P_0} = \frac{200}{E_f} \cdot \left(\frac{P_{Sp}}{P_0}\right)_{ANS} \quad (3.9)$$

Außerdem wird die Spaltprodukt-Zerfallsleistung nicht mehr in Form der Gleichung (3.3) mit 4 Wertepaaren für A und a angegeben, sondern nur als Tabelle für Abklingzeiten von  $1 \cdot 10^{-1}$  bis  $1 \cdot 10^9$  s. Damit ist auch die beim ANS 71 beschriebene Unklarheit des Gültigkeitsbereiches beseitigt. Für eine reale Bestrahlungszeit von z. B. 3 Jahren ist die Abklingzeit bis  $0,9 \cdot 10^9$  s definiert.

Ob der ANS 73 jemals für ein KKW zur Anwendung kam, ist nicht bekannt.

#### **ANS-5.1 Standard (Proposal) 1978**

Diese Ausgabe von 1978 [3.11] ist als Vorankündigung des ANS 79 anzusehen, der nicht mehr – wie seine Vorgänger – nur als DRAFT deklariert ist, sondern den offiziellen Charakter einer zitierfähigen Berechnungsvorschrift besitzt. Die Arbeiten hierzu wurden 1974 initiiert und unter der Federführung der US-amerikanischen Organisationen ERDA (Energy Research and Development Administration), NRC (Nuclear Regulatory Commission), und EPRI (Electric Power Research Institute) durchgeführt.

#### **ANS-5.1 Standard 1979**

Einen wirklichen Quantensprung in der Berechnung der Zerfallsleistung bedeutete diese neue ANS-5.1-Version [3.12]. Gegenüber dem 1978er Proposal enthält sie keine inhaltlichen, sondern nur noch redaktionelle Korrekturen. Nachfolgend die wichtigsten, anwendungsrelevanten Änderungen und Fortschritte gegenüber ANS 71 bzw. ANS 73:

- Berechnung der Spaltprodukt-Zerfallsleistung getrennt für die Spaltprodukte aus den thermischen Spaltungen von U235 und von Pu239 sowie der Schnellspaltungen von U238. Weitere Spalt nuklide (z.B. Pu241) werden wie U235 behandelt.  
Um den damit verbundenen Gewinn an Ergebnisgenauigkeit auch realisieren zu können ist es erforderlich, den Verlauf obiger Spalt nuklidanteile an der Leistungserzeugung in Abhängigkeit des Brennstoffabbrandes zu kennen.

Hierzu bedient man sich sog. Spektralprogramme wie z. B. HAMMER [3.13] in Verbindung mit einem Abbrandmodul wie ORIGEN (Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code) [3.14], die als Zell-Abbrand-Programme unter Berücksichtigung von

- Anfangszusammensetzung des Brennstoffes (bestimmt durch die U235-Anreicherung), Kerngröße und Kerengeometrie, Hüll- und Strukturmaterialien,
- Betriebsweise des Reaktors (Zykluslänge, Zyklusdauer, Umsetzplan der BE)
- Reaktivitätskontrolle (Kompensation der Überschußreaktivität, Steuerstabeinfluß)

nicht nur den o.g. Spalt nuklidverlauf liefern, sondern u. a. auch die Zerfallsleistung selbst berechnen können. Der Input- und Rechenaufwand für ORIGEN und seine Nachfolgeversionen wie ORIGEN 2 [3.15], KORIGEN [3.16] und ORIGEN-S [3.17] ist indessen in einer Größenordnung, die eine Anwendung allein zur Bestimmung der Zerfallsleistung für ingenieurtechnische Fragestellungen nicht rechtfertigt. Den Status eines spezifischen Standards zur Zerfallsleistungs-Bestimmung haben ORIGEN-Berechnungsverfahren nicht. Da der Fokus dieser Abbrandprogramme somit nicht auf der Bereitstellung eines zitierfähigen Zerfallsleistungs-Berechnungsverfahrens liegt, ist auch eine feste obere Grenze für die Abklingzeit nicht definiert; so reichen die Berechnungen z.B. in [3.16] bis  $10^7$  Jahre (entsprechend ca.  $3 \cdot 10^{14}$  s).

- Im Unterschied zum ANS 71 wird im ANS 79 der Spaltproduktbeitrag nicht mehr durch eine Beziehung mit abklingzeitabhängigen Faktoren A und a nach Gleichung (3.3) und auch nicht als Tabelle wie beim ANS 73, sondern für jedes Spalt nuklid separat über die Bildung einer Summe aus 23 Exponentialfunktionen mit der Abklingzeit als Variable ermittelt.
- Während der Reaktorbetriebszeit verringert sich der U235-Anteil an der Leistungserzeugung, der Pu239-Beitrag baut sich auf, ein Anteil des U238 aus Schnellspaltungen ist von Anfang an vorhanden und erhöht sich nur geringfügig mit zunehmendem Abbrand. Dies wird praktisch bei der Berechnung dadurch berücksichtigt, daß die gesamte Betriebszeit jeder Brennstoffeinheit (z.B. einer BE-Nachlademenge bei LWR oder eines BE bei NUR) in beliebig viele Zeitintervalle mit jeweils konstanten Nuklidanteilen zerlegt wird. Ein solches Leistungshistogramm erstellen zu müssen eröffnet auch die Möglichkeit, jede reale Betriebsgeschichte mit Stillstandszeiten, Teillastzeiten und Abfahrvorgängen mit planmäßigen Leistungsgradienten nachzubilden. Abb. 3.1 zeigt beispielhaft ein Leistungshistogramm, aus dem erkennbar wird, daß „Abklingzeit“ im Sinne der Zerfallsleistungsberechnung nur für das letzte Zeitintervall identisch ist mit der „Zeit nach Abschaltung“.
- Der Beitrag der Aktinoide U239 und Np239 wird mit je einer Gleichung ähnlichen Aufbaus wie bei ANS 71 und ANS 73 berechnet.
- Der Neutroneneinfang in Spaltprodukten ist erstmals separat berücksichtigt. Hierzu wird die Spaltprodukt-Zerfallsleistung, also die Summe der Einzelanteile aus der Spaltung von U235 (einschließlich der nicht separat betrachteten Nuklide), U238 und Pu239, mit einem abklingzeitabhängigen Faktor G(t) multipliziert. Dieser Faktor kann für Abklingzeiten von  $< 10^4$  s als Gleichung errechnet oder aus einer Tabelle entnommen werden, die unter Annahme konservativer LWR-Betriebsbedingungen erstellt wurde. Für Abklingzeiten von  $10^4 < t < 10^9$  s stehen nur Tabellenwerte zur Verfügung.
- Die Unsicherheit der Spaltprodukt-Zerfallsleistung wird nicht mehr als scharf abgegrenzte Auf- und Abschläge für feste Abklingzeitbereiche angegeben, sondern über die Standardabweichungen ( $\sigma$ ) für die einzelnen Zerfallsleistungs-Anteile errechnet. Die prozentualen  $1\cdot\sigma$ -Werte für U235, U238 und Pu239 sind dabei ebenfalls in tabellarischer Form

### 3 Berechnung der (Nach-)Zerfallsleistung

vorgegeben. Mit dieser Art der Unsicherheitsermittlung werden bei Berechnungen für beliebige Abklingzeitbereiche, die über die bisherigen Gültigkeitsgrenzen hinweggehen, Sprungfunktionen vermieden. Abhängig vom Berechnungsanlass (Störfall, Normalbetriebsfall) wird die gewünschte (oder geforderte) statistische Ergebnis-Sicherheit durch die verwendete Anzahl der Standardabweichungen ( $0\cdot6$ ,  $1\cdot6$ ,  $2\cdot6$ ) erzielt.

- Der Definitionsbereich für die Abklingzeit von  $10^9$  s bleibt gegenüber dem ANS 73 unverändert.

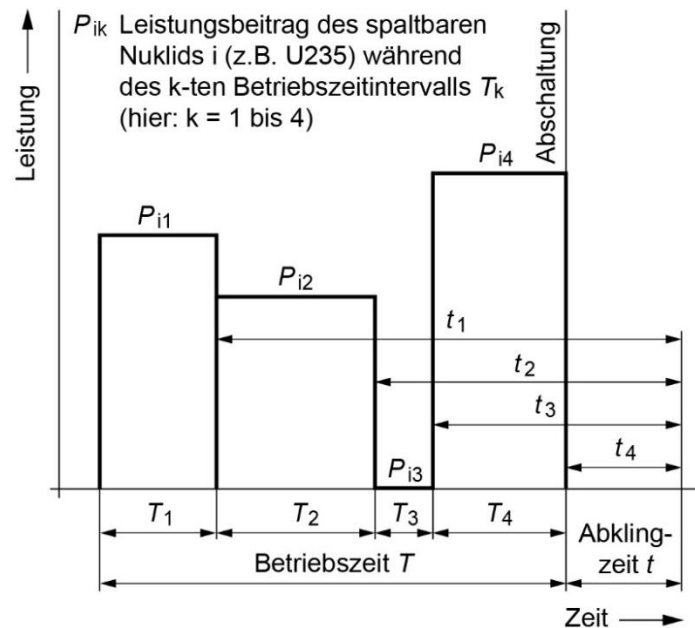


Abb. 3.1: Leistungshistogramm; Erstellungsprinzip [3.23]

#### ANS-5.1 Standard 1994

Die für den Anwender wichtigen Änderungen des ANS 94 [3.18] im Vergleich zum ANS 79 sind:

- Der Definitionsbereich wurde von  $10^9$  s (ca. 32 a) auf  $10^{10}$  s (317 a) erweitert. Dadurch werden Berechnungsergebnisse z. B. zur Wärmeentwicklung abgebrannter BE nicht nur für eine längere Zwischenlagerung im oder außerhalb des Kraftwerks, sondern auch für Abtransport, ggfs. Aufarbeitung und Endlagerung für mehrere Generationen, auch formell verwendbar.
- Für die Berechnung der Spaltprodukt-Zerfallsleistung wird das Spaltnuklid Pu241 nicht mehr dem U235 zugeschlagen, sondern separat behandelt.
- Daneben wurden viele tabellarische Input-Daten den seit der letzten Version erhaltenen, neuen Messungen und Erkenntnissen angepaßt.

#### ANS-5.1 Standard 2005

Aus der Kurzbeschreibung des ANS 05 [3.19] geht hervor, daß gegenüber ANS 94 nur geringfügige Änderungen durchgeführt wurden. Dazu gehören Korrekturen von Gleichungen und Tabellenwerten für den Neutroneneinfang in Spaltprodukten sowie Anpassungen im Bereich der Aktinoide. Außerdem wurde die vereinfachte Berechnungsmethode aus dem Hauptteil ausgegliedert und anstatt dessen als Annex angehängt.



### **ANS-5.1 Standard 2014**

Das Vorwort zum ANS 14 [3.20] erwähnt Anleitungsverbesserungen für die Anwendung des Standards und eine verbesserte Methode zur Neutroneneinfang-Korrektur.

Eine wichtige, inhaltliche Erweiterung bezieht sich auf den Anteil der Aktinoide an der Zerfallsleistung. Hierzu wird – erstmals für den ANS - eine Abschätzung der Gesamtwirkung **aller** Aktinoide (also über U239 und Np239 hinaus) bereitgestellt.

### **3.1.2.2 DIN 25463 (BRD, DEU, ab 1982)**

Im April 1978 wurde vom „Normenausschuß Kerntechnik“ im DIN beschlossen, eine Norm zur Bestimmung der Nachzerfallsleistung von LWR erarbeiten zu lassen. Damit sollte ein einheitliches, im kerntechnischen Regelwerk zitierfähiges Berechnungsverfahren zur Verfügung gestellt werden [3.21]. Der Erstentwurf hierzu wurde im Mai 1981 zur Kommentierung bzw. der Möglichkeit des Einspruchs veröffentlicht. Die fertige Norm [3.22] erschien im Juli 1982, im September 1983 ergänzt von einem erläuternden Beiblatt 1.

### **DIN 25463 (Erstversion) 1982**

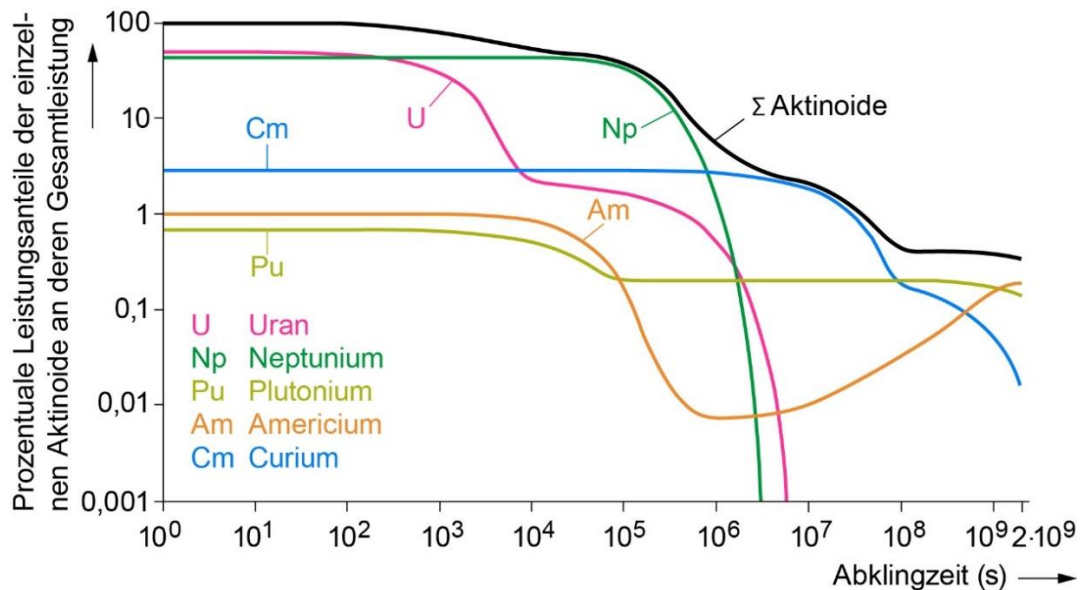
Grundlage für die Norm ist der ANS 78/79, der sich zu Beginn der Arbeiten für die DIN-Norm kurz vor seiner Fertigstellung befand. Für den Anwender gibt es dennoch einige Unterschiede dazu, die im Folgenden aufgeführt sind:

- Der Spaltprodukt-Beitrag wird für jedes der Spalt nuklide U235 (+ Pu241), U238 und Pu239 durch eine Summe von 24 (anstatt von 23 im ANS 79) Exponentialfunktionen ermittelt.
- Die Standardabweichung der Spaltprodukt-Zerfallsleistung errechnet sich über den gleichen Formalismus (Summe aus 24 Exponentialfunktionen) wie der Spaltprodukt-Beitrag selbst.
- Der Beitrag der Nuklide aus Neutroneneinfang in Spaltprodukten wird nicht pauschal über einen Faktor  $G(t)$  berücksichtigt, sondern es wird die Wirkung des Cs134 separat behandelt und der Rest mit einem Faktor  $H(t)$  als Aufschlag auf die gesamte Spaltprodukt-Zerfallsleistung berücksichtigt.
- Bezüglich der Aktinoide werden erstmals neben U239 und Np239, deren Berechnung mit dem im ANS 79 identisch ist, auch alle übrigen Aktinoide zusammen als Faktor  $A(t)$  auf den Beitrag der Spaltprodukte, mit einbezogen. Dies ist deshalb sehr wichtig, weil diese – mit zunehmenden Abklingzeiten – einen immer größer werdenden Einfluß, verglichen mit U und Np, gewinnen.  
Abb. 3.2 zeigt für eine idealisierte PLWR-Leistungsgeschichte den Beitragsverlauf der einzelnen, relevanten Aktinoide sowie deren Summenkurve über der Abklingzeit, bezogen auf den Gesamtwert bei einer Abklingzeit von 1 s (nach [2.1]).
- Der Definitionsbereich der Abklingzeit von  $10^9$  s ist identisch mit dem des ANS 79.

### **DIN 25463 Teil 1 1990**

Mit der Erweiterung „Teil 1“ [3.23] wird auf die zukünftige Norm-Teilung hingewiesen, wobei der erste Teil weiterhin für nichtrezyklierte Brennstoffe gilt, die also in ihrer Anfangszusammensetzung nur eine Mischung aus U235 und U238 enthalten dürfen.

Teil 2 behandelt die Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX)-Kernbrennstoffe, womit deren zunehmendem Einsatz in LWR Rechnung getragen wird.



**Abb. 3.2:** Verlauf der Beiträge der Aktinoide und deren Summe für eine idealisierte PLWR-Leistungsgeschichte; (100 % =  $\Sigma$  bei einer Abklingzeit von 1 s) [2.1]

Gegenüber der Ausgabe von 1982 wurden folgende Änderungen vorgenommen:

- Für die Spaltprodukt-Zerfallsleistung wird Pu241 explizit behandelt und nicht mehr dem U235 zugerechnet.
- Die Tabelle für die Gesamtenergiefreisetzung aus der Kernspaltung für die einzelnen Spalt-nuklide wurde erweitert und an die neuesten Erkenntnisse angepaßt.
- Redaktionelle Überarbeitung ohne sachliche Inhaltsänderungen.

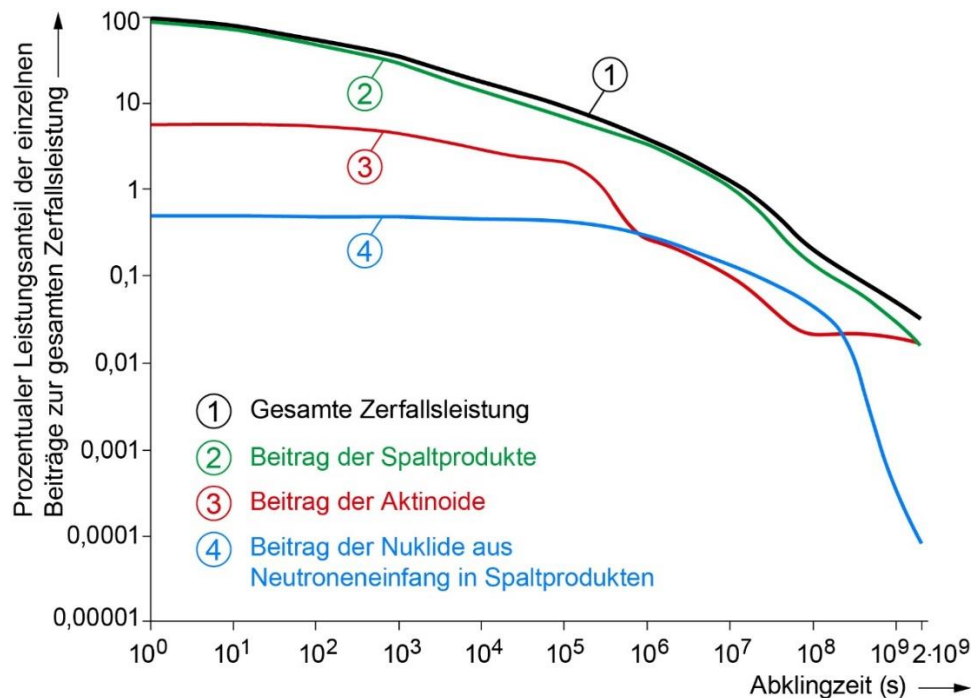
Auch zu dieser DIN-Version wurde ein Beiblatt 1 mit ausführlichen Erläuterungen zu den einzelnen Bestandteilen zur Verfügung gestellt [3.24].

#### DIN 25463-1 2014

Diese [2.1], sowie die beiden nachfolgend aufgeführten DIN-Versionen für MOX-BE, sind explizit als für Brennstoffe von PLWR gültig deklariert. Neben der Umbenennung von **Nachzerfallsleistung** in Zerfallsleistung im Titel enthält diese DIN-Ausgabe auch noch einige, z.T. anwendungsrelevante Änderungen im Vergleich zu DIN 25463 von 1990, und zwar:

- Erweiterung des Gültigkeitsbereiches auf Abklingzeiten bis  $2 \cdot 10^9$  s (ca. 63 Jahre).
- Beiträge der Nuklide aus Neutroneneinfang in Spaltprodukten und der Aktinoide werden in einer Gleichung zusammengefaßt.
- Aufnahme neuer Erkenntnisse, die bei der Erarbeitung der Erst-Norm für rezyklierte Brennstoffe (DIN 25463-2 von 2008) entstanden.
- Anpassung an die aktuelle Terminologie durch Streichung und Ergänzung von Begriffen.

Der Abb. 3.3 liegt die idealisierte Leistungsgeschichte eines PLWR – BE aus einem Gleichgewichtskern mit 4,4 % U235-Anfangsanreicherung zugrunde, das 4 Zyklen jeweils gleicher Dauer (335 Tage), unterbrochen von jeweils einer Nulllastperiode von 30 Tagen (BE-Wechsel), im Einsatz war (siehe Abb. 3.9). Beachtenswert ist, daß der Beitrag aller Aktinoide zusammen am Ende des für die DIN 25463-1 definierten Abklingzeitbereiches, also nach  $2 \cdot 10^9$  s, fast exakt gleich hoch ist wie der Beitrag der Spaltprodukte.



**Abb. 3.3:** Verlauf der Anteile zur Zerfallsleistung nach DIN 25463-1 (2014) für eine idealisierte PLWR-Leistungsgeschichte; (100 % = Gesamte Zerfallsleistung bei einer Abklingzeit von 1 s) [2.1]

### DIN 25463-2 2008

Die mit DIN 25463 Teil 1 von 1990 angekündigte Spaltung von DIN 25463 in nichtrezyklierte und rezyklierte Brennstoffe wurde mit dieser Teilnorm für MOX-Brennstoffe [3.25] erstmals vollzogen. Da Kernbrennstoff der Zusammensetzung, die diese Berechnungsvorschrift voraussetzt, für den Einsatz in NUR nicht vorgesehen ist, wird hier auch nicht weiter darauf eingegangen.

### DIN 25463-2 2014

Der Hinweis auf diese [3.26] Revision der DIN 25463-2 von 2008 wird nur der Vollständigkeit wegen mit aufgenommen.

### 3.1.2.3 JAERI (JPN, 1991)

Diese, spezifisch für die japanische Reaktorstrategie entwickelte Berechnungsmethode [3.27] ist in ihrer Struktur stark an den ANS 79 angelehnt. Ein etwas tiefergehender Vergleich kernphysikalischer Details zwischen beiden ist in [3.28] enthalten. Die für technische Anwendungen wichtigen Unterschiede zu ANS und DIN sind nachfolgend aufgelistet.

- Verwendbarkeit der Berechnungsvorschrift für LWR **und** Schnelle Brutreaktoren.
- Als Spaltnuklide sind neben U235, Pu239 und U238 explizit Pu241 (wie auch schon beim ANS ab 94 und der DIN ab 1990) sowie darüber hinaus Pu240 (Schnellsplaltung) aufgenommen. Letzteres ist beim Berechnungseinsatz für Schnelle Brüter von Bedeutung.
- Der Gültigkeitsbereich für die Abklingzeit liegt mit 10<sup>13</sup> s (ca. 317.000 Jahre) um mehrere Zehnerpotenzen über denen der aktuellsten Versionen von ANS (10<sup>10</sup> s) und DIN (2·10<sup>9</sup> s).

- Der Spaltprodukt-Beitrag wird für jedes Spaltnuklid durch eine Summe von 33 Exponentialfunktionen gebildet (anstatt von 23 beim ANS (ab 79) bzw. 24 bei allen DIN-Versionen).
- Der Neutroneneinfang in Spaltprodukten wird wie beim ANS (ab 79) mit einem G-Faktor berücksichtigt, jedoch mit anderem Gleichungsaufbau und differenziert für die Berechnung von PLWR, BWR und Schnellen Brutreaktoren.
- Die Berechnungsverfeinerungen der DIN hinsichtlich der Aktinoide (d.h. neben U239 und Np239 auch Erfassung der übrigen Aktinoide) sowie die separate Betrachtung des Cs134 beim Neutroneneinfang in Spaltprodukten sind nicht berücksichtigt.
- Die Angabe der Unsicherheiten erfolgt wie beim ANS in Tabellenform, die Werte weichen jedoch davon ab.

#### 3.1.2.4 ISO 10645 (First edition), (INTERNATIONAL, 1992)

Referenz für diese ISO-Norm [3.29] ist die DIN 25463 Teil 1 1990, die inhaltsgleich (in Englisch) übernommen wurde. Die vereinfachte Methode wurde nicht mit aufgenommen.

### 3.1.3 Standard-angelehnte Berechnungsvorschriften

#### 3.1.3.1 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan (USA, ab 1981)

Im grundsätzlichen Aufbau angelehnt an ANS 71/73 setzt sich diese Methode [3.30], [3.31] aus den beiden Bestandteilen

- Beitrag der Spaltprodukte und den
- Beiträgen der Aktinoide U239 und Np239

zusammen.

Für die Spaltprodukte wurde dazu eine Anpassungsfunktion mit 11 Summanden der Form

$$\frac{P_{Sp}}{P_0}(\infty, t_s) = \frac{1}{200} \cdot \sum_{n=1}^{n=11} A_n \cdot e^{-a_n \cdot t_s} \quad (3.10)$$

mit  $P_{Sp}$  Spaltprodukt-Zerfallsleistung  
 $P_0$  Betriebsleistung der betrachteten Brennstoffeinheit  
 $A, a$  Fit-Koeffizienten  
 $t_s$  Zeit nach Abschaltung (s)

gebildet.

Die Beiträge der Aktinoiden U239 und Np239 wurden unverändert vom ANS 73 übernommen (Übertragung in [3.30] und [3.31] vermutlich fehlerbehaftet).

Die Unsicherheitsfaktoren für den Spaltproduktanteil sind ebenfalls mit ANS 71/73 identisch, allerdings nur bis  $10^7$  s (ca. 0,3 a) definiert und decken damit die Langzeit-Leistungserzeugung abgebrannter Brennelemente im BE-Becken nur unzureichend ab.

#### 3.1.3.2 CEA (FRA, 1991)

Einzigartige Besonderheit dabei ist die Berücksichtigung der Spaltwirkung verzögerter Neutronen. Diese bringen nur im Extremkurzzeitbereich (Abklingzeit < ca. 100 s) einen spürbaren Beitrag zur Zerfallsleistung. Außerdem werden die Wirkungen der Aktinoide U239 und Np239 nicht separat, sondern über eine einzige Gleichung ermittelt.

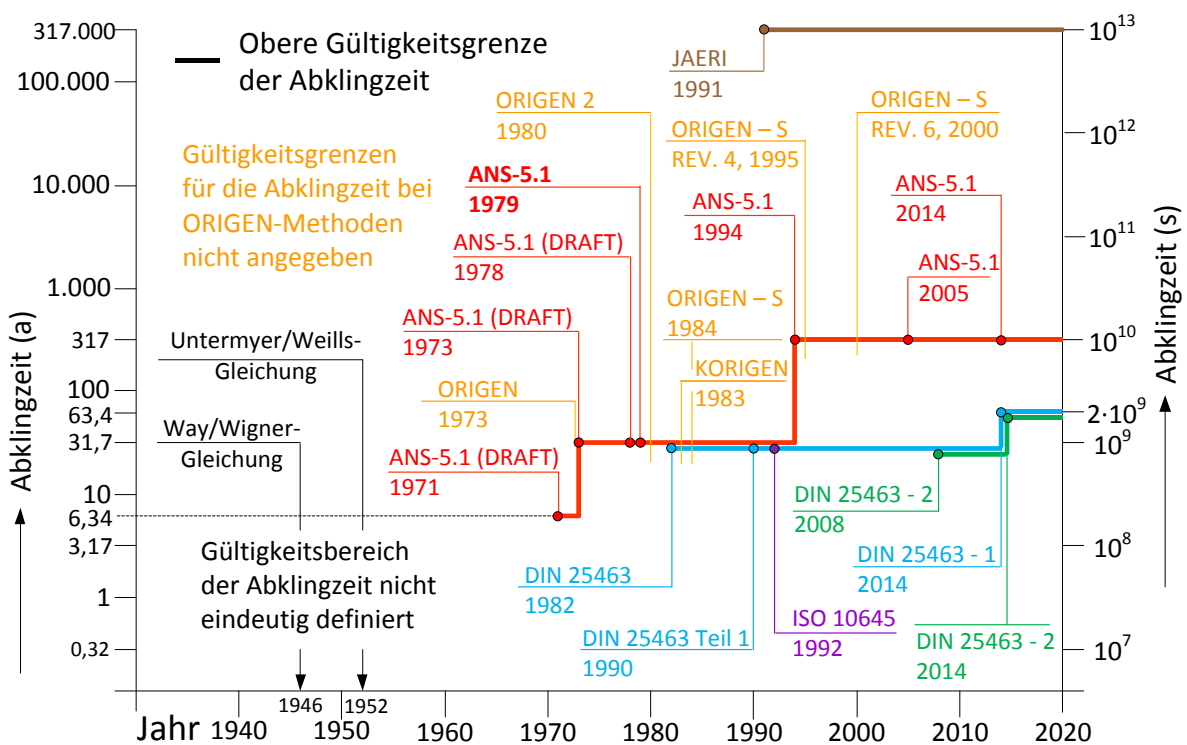
Die Berechnungsvorschrift [3.32] unterscheidet in

- Zerfallsleistung nach Kühlmittelverluststörfällen, wobei der Spaltproduktanteil vom ANS 71 übernommen und mit den o.g. beiden Beiträgen summiert wird, und
- Zerfallsleistung nach anderen Störfällen. Dabei wird die Leistung der Spaltprodukte aus einer von SERMA (Abteilung der Französischen Atomenergiebehörde CEA) erstellten Tabelle von abklingzeitabhängigen Werten ermittelt und ebenfalls mit den Beiträgen der verzögerten Neutronen und der Aktinoide U239 + Np239 addiert.

Mit der Übernahme des ANS 71 für den Kühlmittelverluststörfall gilt auch bzgl. des Gültigkeitsbereiches für die Abklingzeit das hierzu in Kap. 3.1.2.1 Gesagte. Für die anderen Störfälle ist keine explizite Anwendungsgrenze für die Abklingzeit angegeben.

### 3.1.4 Graphische Zusammenfassung der Ergebnisse

Die Zeittafel Abb. 3.4 markiert alle in den Kapiteln 3.1.1 und 3.1.2 beschriebenen Versionen der Berechnungsmethoden für die Zerfallsleistung über dem Zeitpunkt ihrer Veröffentlichung. Mit den kleinen, farbigen Ringen ist – wenn definiert - die jeweils dazugehörige, obere Gültigkeitsgrenze für die Abklingzeit gekennzeichnet. Diesbezüglich ist – mit Status 2020 - die DIN-Norm mit  $2 \cdot 10^9$  s (ca. 63 Jahre) noch deutlich zurückhaltender als der ANS mit  $10^{10}$  s (ca. 317 Jahre) und der japanische Standard (JAERI) mit  $10^{13}$  s (ca. 317.000 Jahre).



**Abb. 3.4:** Zeitliche Entwicklung der Berechnungsmethoden für die Zerfallsleistung und deren Gültigkeitsgrenzen für die Abklingzeit

Die Kurven in Abb. 3.5 geben die Abweichungen verschiedener Berechnungsmöglichkeiten zur Referenzberechnung nach DIN 25463 Teil 1 von 1990 (Nulllinie) wieder. Bei der Bestimmung von  $P_{Z,DIN}$  wurde der Spaltproduktbeitrag auf Grundlage eines für diese Zeit typischen DWR-

### 3 Berechnung der (Nach-)Zerfallsleistung

Leistungshistogramms und einer Anfangsanreicherung von 3,2 % U235 ohne Sicherheiten (0-6) errechnet, für die Berechnung der Aktinoidenbeiträge und der Beiträge für den Neutroneneinfang in Spaltprodukten jedoch die darin angegebenen, einhüllenden Gleichungen und Tabellenwerte verwendet. Diese decken für LWR übliche Bandbreiten der Anfangsanreicherungen, Abbrände, Leistungsdichten und Neutronenflüsse ab und liefern somit konservative Werte der Zerfallsleistung. Diese Vorgehensweise ist jedoch nicht zu verwechseln mit der für einfache Abschätzungen erstellten Methode „Vereinfachte Gleichungen zur Berechnung der Nachzerfallsleistung“, die in Anhang A zu DIN 25463 von 1990 beschrieben ist.

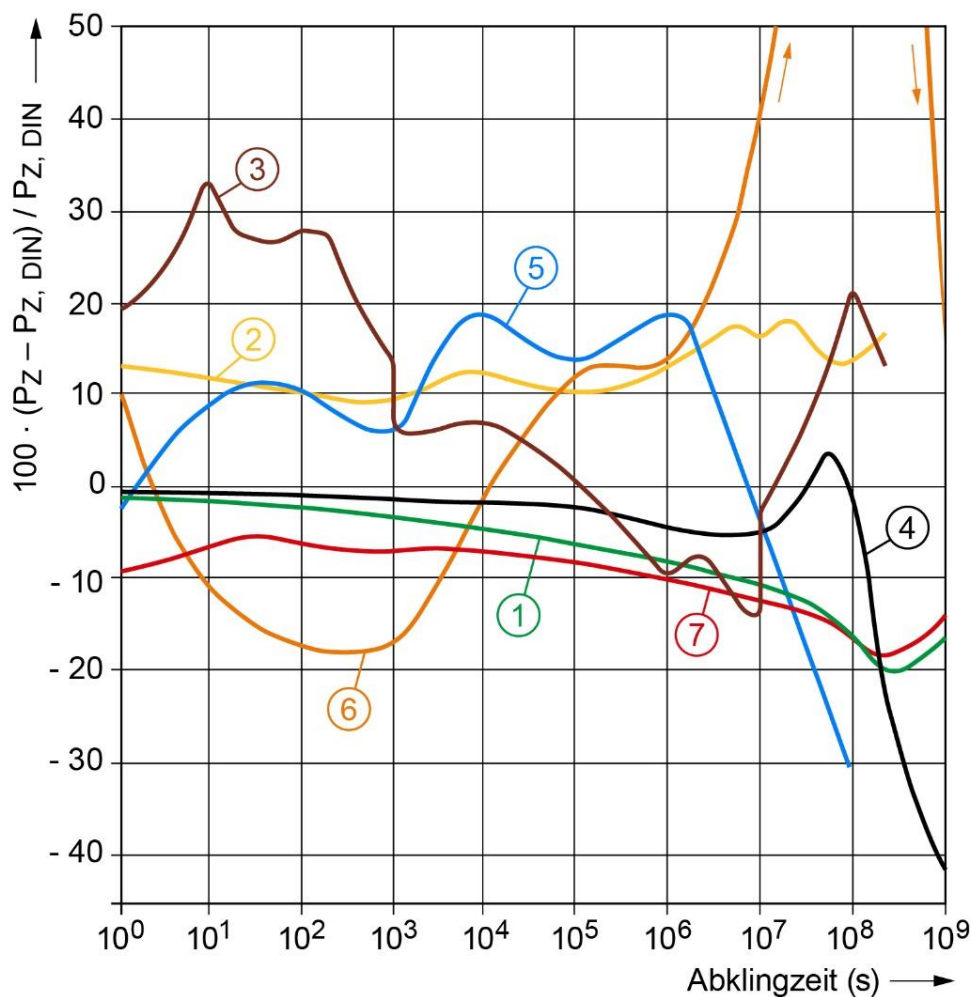
**Kurve 1** ist die genauest mögliche Berechnung nach DIN 25463 Teil 1 von 1990.

Im Unterschied zur Referenzberechnung werden hier die Anteile der Aktinoide und des Neutroneneinfangs in Spaltprodukten nicht mit Näherungsgleichungen und Tabellenwerten, sondern mit den exakten reaktorphysikalischen Bedingungen der zugrundeliegenden Betriebsgeschichte sowie den expliziten Isotopen-Charakteristiken der Spaltprodukte und der Aktinoide ermittelt.

**Kurve 2** stellt die Ergebnisse der o.g. Methode

„Vereinfachte Gleichungen zur Berechnung der Nachzerfallsleistung“ dar.

**Kurve 3** gibt den Verlauf nach ANS-5.1 Standard 1971 wieder.



**Abb. 3.5:** Verlauf der Zerfallsleistung nach verschiedenen Berechnungsmethoden [3.21], [3.24]

**Kurve 4** ist nach *ANS-5.1 Standard 1979* berechnet.

Hier zeigt sich deutlich die extreme Wirkung der Nichtberücksichtigung „übriger“ Aktinoide (Am, Cm, Pu) bei Abklingzeiten von  $> 10^8$  s.

**Kurve 5** wurde mit der *Gleichung von Untermeyer/Weills* ermittelt.

Auch wenn hierfür der Bezug die DIN 25463 von 1982 (und nicht von 1990) ist, so ist doch die anfängliche Überschätzung sowie der starke Abfall zum Ende ihres Gültigkeitsbereiches gegenüber der Referenzberechnung erkennbar.

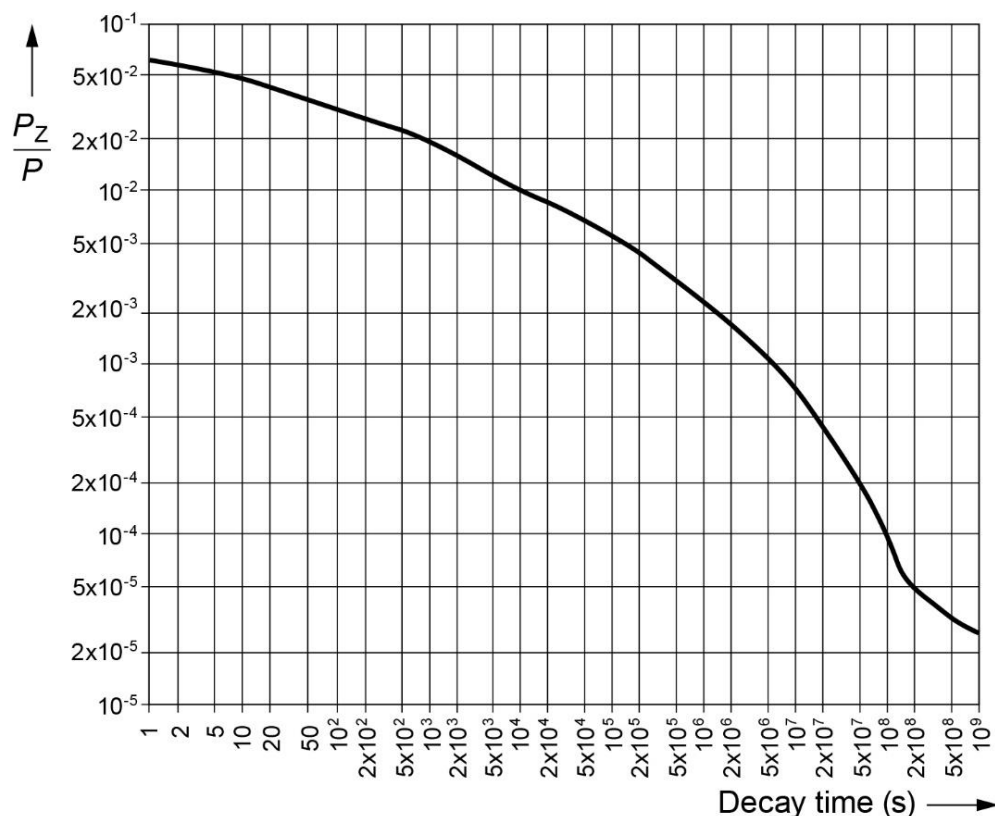
**Kurve 6** ist nach der *Gleichung von Way/Wigner* berechnet.

Die Nulllinie ist hierbei nicht die Gesamt-Zerfallsleistung, sondern nur der Beitrag der Spaltprodukte. Dadurch ergibt sich im Verhältnis zu den anderen Kurven ein geringfügiger Fehler. Die Tendenz - Unterschwingung am Anfang und extreme Überschätzung bei hohen Abklingzeiten – ändert sich dadurch jedoch nicht.

**Kurve 7** wurde mit *KORIGEN* berechnet.

Die entsprechenden Kurven für ORIGEN und ORIGEN 2 sind der Übersichtlichkeit wegen nicht mit aufgenommen, verlaufen jedoch nahe bei und fast parallel zu KORIGEN.

Abb. 3.6 zeigt den Verlauf der Zerfallsleistung (aus ISO 10645, [3.29]), bezogen auf die thermische Brennstoffleistung mit den Randbedingungen der Nulllinienberechnung von Abb. 3.5. Im Unterschied dazu ist hier jedoch eine Unsicherheit in Höhe der einfachen Standardabweichung ( $1\cdot\sigma$ ) enthalten.



**Abb. 3.6:** Zerfallsleistung von PLWR-Brennstoff nach dem Einsatzende bezogen auf die Thermische Brennstoffleistung in Abhängigkeit der Abklingzeit (Beispiel) [3.29]

Betrachtet man z. B. eine, für die DWR 1300 MWel – Klasse (3765 MWth) bei Markteinführung und in den ersten Jahrzehnten übliche BE-Wechselmenge des Gleichgewichtskerns (ein Drittel der Gesamtbeladung des Reaktors) als eine Einheit mit gleicher Bestrahlungsgeschichte, dann errechnet sich für diese nach ihrem Einsatzende – unter Vernachlässigung geringfügig unterschiedlicher Abbrandgeschwindigkeiten in den einzelnen Einsatzperioden – nach einer Abklingzeit von  $10^3$  s (16,7 min) eine Zerfallsleistung von

$$P_z = 2 \cdot 10^{-2} \cdot 3765/3 = 25 \text{ MWth}$$

Nach  $10^8$  s (3,17 Jahre) ist dieser Wert auf ca.

$$P_z = 1 \cdot 10^{-4} \cdot 3765/3 = 0,13 \text{ MWth}$$

abgeklungen.

## 3.2 Anwendungen auf Natururan

Bis zum Erscheinen des ersten ANS-5.1 Standardentwurfes im Jahr 1971 mußte für alle KKW-Anlagentypen zur Bestimmung der Zerfallsleistung auf empirische Gleichungen, wie z.B. von Untermyer und Weills, zurückgegriffen werden. Davon betroffen waren neben den ersten LWR und allen NUR-Unikatanlagen der Tab. 2.5 auch sämtliche MAGNOX- und UNGG-Reaktoren, deren letzte Einheiten zwar jeweils erst 1972 in Betrieb gingen; berücksichtigt man jedoch eine vorausgehende, mehrjährige Planungs- und Bauzeit, dann läßt sich auch dafür die Verwendung des ANS 71 für die Auslegungsberechnungen von Systemen und Komponenten, die von der Zerfallsleistung beeinflusst sind, ausschließen. Bei ANS 71 und ANS 73 fließen mit der Größe „r“ in Gleichung (3.7) das Atomverhältnis von U235/U238, also erstmals implizit die Anfangsanreicherung des Brennstoffes und damit das Hauptunterscheidungsmerkmal von LWR und NUR in die Berechnung der Aktinoidenbeiträge von U239 und Np239 ein. Aber erst die jüngsten Einheiten der NUR-Typen CANDU und PHWR konnten – wenn beabsichtigt oder gefordert – von der zunehmenden Präzisierung und Verfeinerung der Zerfallsleistungs-Berechnung ab ANS 79 bzw. DIN 25463 profitieren, obwohl ANS 79 und alle folgenden Ausgaben von Berechnungsmethoden ausdrücklich für die Anwendung in LWR deklariert sind. Aufgrund der Vielzahl physikalischer und betrieblicher Daten, die dabei reaktorspezifisch für die Berechnung einzugeben sind ist dennoch die Möglichkeit gegeben, bei den wichtigsten Beiträgen zur Zerfallsleistung NUR-Besonderheiten zu berücksichtigen.

Im Einzelnen sind dies:

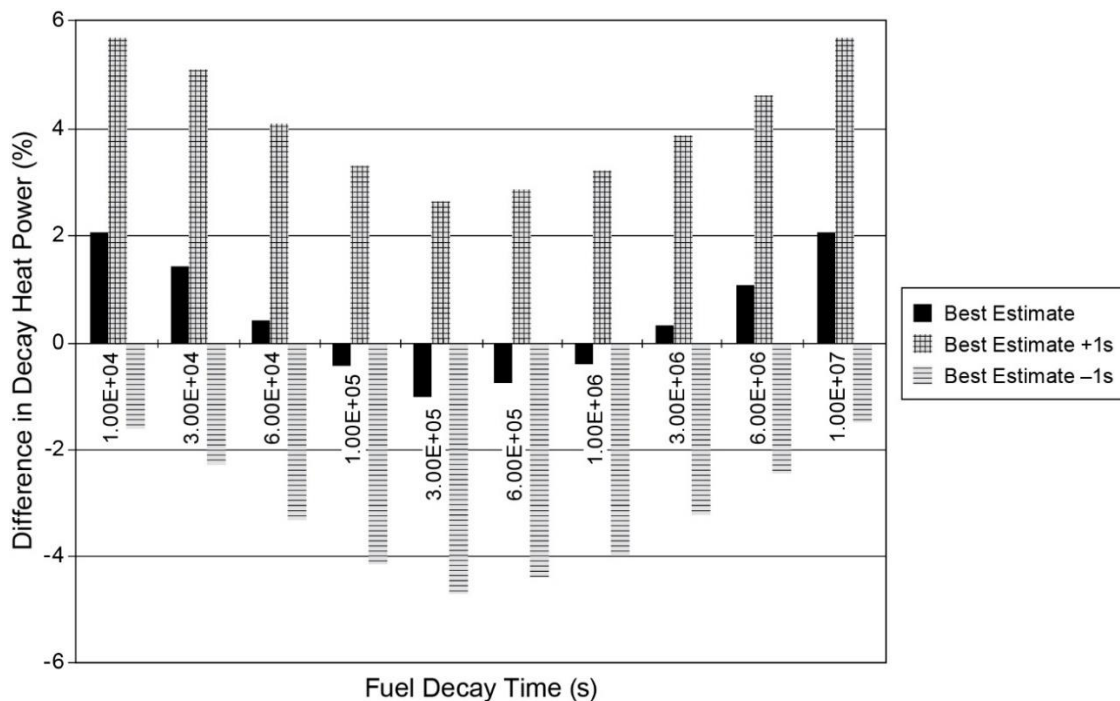
- Für den **Beitrag der Spaltprodukte** das Leistungshistogramm, das sich gravierend von dem des LWR unterscheidet, sowie die andersartige Aufbaudynamik und Größe der Leistungsanteile der einzelnen Spaltprodukte U235, U238, Pu239 (und Pu241).
- Beim Beitrag des **Neutroneneinfangs in Spaltprodukten** sind DIN 25463 von 1982 und 1990 dazu geeignet, NUR-Spezifika in Form des Anfangsgehaltes an U235 sowie der Leistungsdichte im Brennstoff in die Separat-Berechnung des Cs134-Beitrages einzubringen. Beim ANS 79 ist dies noch nicht möglich.
- Bei den **Aktinoiden** ist es der Faktor R (Verhältnis der Neutroneneinfangrate in U238 zu gesamter Spaltrate am Ende der Betriebszeit), der für NUR-Bedingungen ermittelt wird und in die Gleichungen für die Beiträge von U239 und Np239 eingeht.



### 3.2.1 CANDU-Reaktoren (CAN, IND)

In [3.33] ist die oben beschriebene Vorgehensweise für CANDU 37–BE praktiziert. Basis zur Ermittlung der notwendigen reaktorphysikalischen Eingabedaten in die ANS 79-Rechenvorschriften ist dabei der ORIGEN-S-Code, Revision 4, vom April 1995.

Abb. 3.7 vergleicht die Zerfallsleistungs-Ergebnisse der ORIGEN-S-Rechnung (Nulllinie) mit denen der CANDU-angepaßten ANS 79-Berechnung für einen Abbrand von ca. 4,6 MWd/kgU (schwarze Säulen). Es zeigt sich, daß die prozentualen Unterschiede zwischen beiden Methoden – zumindest für den Abklingzeitbereich zwischen  $10^4$  s und  $10^7$  s – so gering sind, daß die Endpunkte der einfachen Standardabweichungen vom ANS 79 ( $\pm 1\sigma$ ) immer auf beiden Seiten der Nulllinie zu liegen kommen. Auch bei niedrigeren (ca. 3,0 MWd/kgU) und höheren (ca. 8,3 MWd/kgU) Abbränden ergibt sich etwa das gleiche Bild. Damit hat sich die gute Brauchbarkeit der – für LWR entwickelte und für CANDU adaptierte – ANS 79 –Berechnungsmethode für CANDU-Reaktoren erwiesen.



**Abb. 3.7:** CANDU 37-BE mit einem Abbrand von 4,6 MWd/kgU; Prozentuale Abweichung der Zerfallsleistung zwischen ORIGEN-S (Nulllinie) und ANS 79 (Best Estimate) [3.33]

In [3.34] wird eine einfache Polynomgleichung vorgestellt, in die

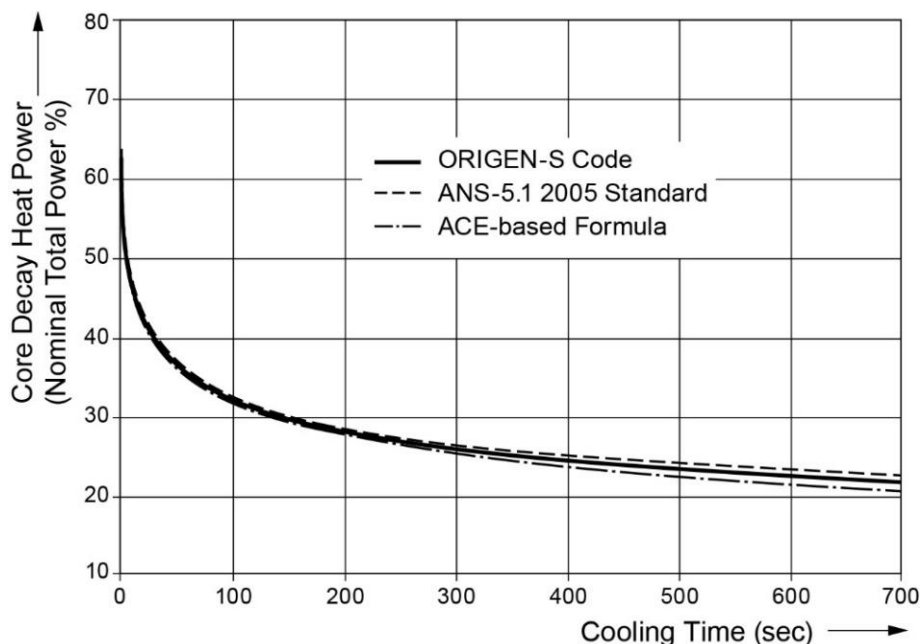
- der prozentuale Anteil der U238-Masse im Brennstoff,
- die Betriebsleistung der betrachteten Brennstoffeinheit,
- die Betriebsdauer, und
- die Abklingzeit

als unabhängige Variable eingebunden sind.

Die Polynomkoeffizienten und Konstanten der Gleichung werden unter Verwendung des sog. ACE (Alternating Conditional Expectations) – Algorithmus hergeleitet, der 1985 entwickelt

wurde [3.35]. Basis sind dabei 3000 Zerfallsleistungs-Rechnungen mit ORIGEN-S (Revision 6 von 2000) durch wahllose Kombinationen von Werten der vier o.g. Variablen (innerhalb gewählter Grenzen). Die Algorithmus-Prozedur führt letztlich zu einer Tabelle mit abgeleiteten Koeffizienten, die - in einer Polynomgleichung verarbeitet - die gesuchte Zerfallsleistung liefert. Abb. 3.8 stellt die für eine Beispielkombination aus Brennstoffzusammensetzung, Betriebsleistung und Betriebsdauer nach ORIGEN-S, ANS-5.1 2005 und der ACE-Polynomgleichung ermittelten Zerfallsleistungsverläufe für den gesamten Reaktorkern gegenüber, allerdings nur bis zu einer Abklingzeit von 700 s. Der Artikel enthält keine Aussage darüber, ob die rel. gute Übereinstimmung von ACE- und ORIGEN-S – Kurve auch bei höheren Abklingzeiten gegeben ist. Eine weitere Abbildung in [3.34] zeigt, daß sich die Ergebnisse der Vergleichsrechnungen mit den drei o.g. Methoden für unterschiedliche CANDU-Brennstoffeinheiten (Einzel-BE, Gesamtheit der BE in einem Kühlkanal oder gesamter Reaktorkern) stark voneinander unterscheiden. So liegt die Kurve für ein CANDU 37-BE bei ACE geringfügig über der ORIGEN-S-Referenz, für den gesamten Kern aber darunter (siehe Abb. 3.8), liefert hierfür also inkonservative Zerfallswerte.

Als Vorteil dieser Methode wird neben der deutlichen Ersparnis an Rechenzeit gegenüber ANS und ORIGEN auch die grundsätzliche Verwendbarkeit für andere Reaktortypen genannt.



**Abb. 3.8:** CANDU-Reaktorkern; Verhältnis von Zerfallsleistung zur Nennbetriebsleistung nach ORIGEN-S (Revision 6), ANS 05 und ACE-Gleichung [3.34]

#### 3.2.2 PHWR (BRD, DEU)

Die Adaptionenmaßnahmen zum Einsatz von ANS 79 bzw. DIN 25463 für den PHWR sind grundsätzlich analog denen für den CANDU-Reaktor. Im Folgenden werden die PHWR-spezifischen Randbedingungen - auf der Grundlage der KKW-Anlage CNA 2 und im Vergleich zum PLWR (DWR 1300 MWe) – detailliert beschrieben. Die auf diese Weise ermittelten Zerfallsleistungswerte für CNA 2 fließen – ggfs. summiert mit weiteren Leistungsbeiträgen (z.B. Entspeicherung) – in alle thermodynamischen Berechnungen der Kapitel 6 und 7 dieser Arbeit ein.

### 3.2.2.1 Leistungshistogramm (für den Beitrag der Spaltprodukte)

Hier unterscheiden sich PHWR und PLWR aufgrund ihrer unterschiedlichen BE-Endabbrände und -Einsatzstrategien gravierend voneinander. Während beim PLWR jedes Viertel (früher jedes Drittel) des gesamten Reaktorkerns als eine Einheit mit eigener Betriebsgeschichte betrachtet werden kann, hat beim PHWR jedes einzelne BE seine eigene Historie. Der Einsatz von MOX-Elementen in PLWR ist in dieser Betrachtung ausgeschlossen.

Abb. 3.9 stellt beispielhaft die (idealisierte und vereinfachte) Betriebsgeschichte, also den Abbrand über der Einsatzzeit von PLWR- und PHWR-BE bei konstanter Nennleistung des Reaktors, dar. Geplante Betriebsunterbrechungen des PLWR (BE-Wechsel) sind darin enthalten, An- und Abfahrgradienten und reaktorphysikalisch bedingte, unterschiedliche Abbrandgeschwindigkeiten einer PLWR-Nachlademenge in den verschiedenen Einsatzperioden bleiben dagegen unberücksichtigt. Der PLWR-Charakteristik (rot) liegen BE mit einer Anfangsanreicherung von 4,4 % U235 zugrunde. Die Nachlademenge eines DWR 1300 MWel sind 48 BE (bei einem gesamten Reaktorinhalt von 193 BE). Beim jährlichen BE-Wechsel wird der gesamte Reaktorkern in das BE-Becken entladen. Die Nachlademenge, die ihren Endabbrand erreicht hat, verbleibt im BE-Becken, dafür erhält der Reaktor bei der Neubeladung ein Viertel frischer BE. Der Reaktorkern der PHWR-Anlage CNA 2 enthält 451 BE.

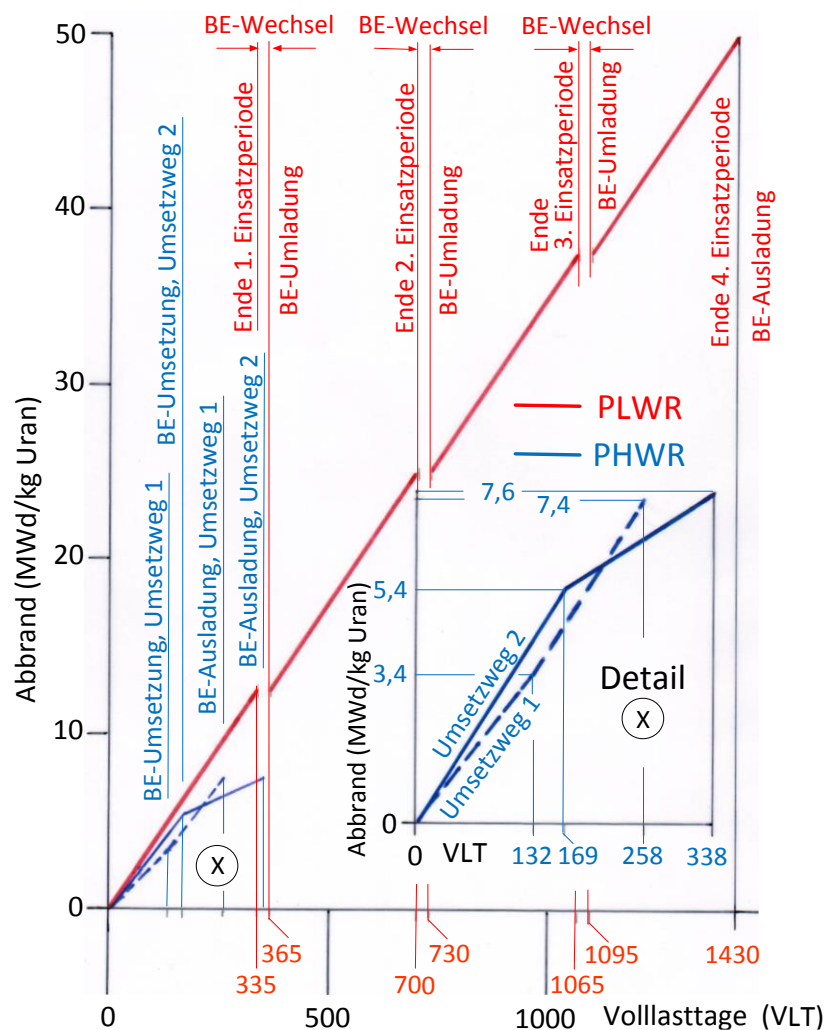
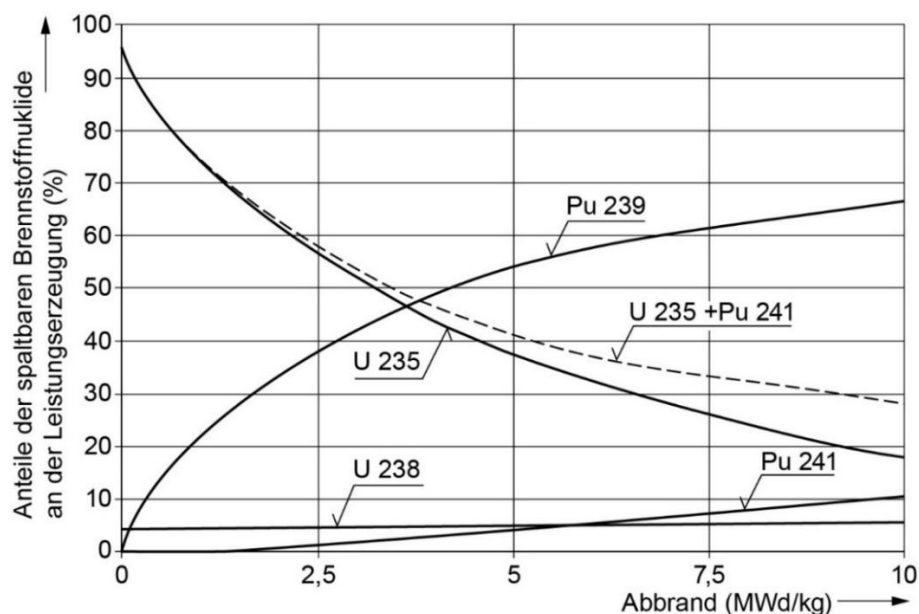


Abb. 3.9: PLWR- und PHWR-BE; Betriebsgeschichten (idealisiert) [2.1], [2.4]

Der niedrige Spaltstoffgehalt des Natururans erfordert beim PHWR eine BE-Austauschfrequenz von 1-2 BE pro Tag; dies ist nur realisierbar, wenn der BE-Wechsel den Leistungsbetrieb der PHWR-Anlage nicht unterbrechen muß. Jedes PHWR-BE durchläuft während seines Einsatzes im Reaktor einen von 2 parallel zu beschickenden Umsetzwege (blaue Kurven in Abb. 3.9) und wird dabei einmal von einer Position in eine andere umgesetzt. Dazu ist der Reaktorkern in 4 koaxial um die Reaktorachse angeordnete Zonenringe eingeteilt, von denen je 2 den beiden Umsetzwegen zugeordnet sind. Die Umsetzdauer von einer in die andere Zone liegt im Minutenbereich und ist deshalb in Abb. 3.9 nicht darstellbar. Aus der Kombination dieser Umsetzwegkurven mit dem Verlauf der Spaltnuklidanteile über dem Abbrand (Abb. 3.10) lassen sich durch Elimination des Abbrandes die für die Berechnung der einzelnen Spaltnuklid-Zerfallsleistungen notwendigen Funktionen „Spaltnuklidanteil an der Leistungserzeugung = f (Nennlastbetriebszeit)“ ermitteln.

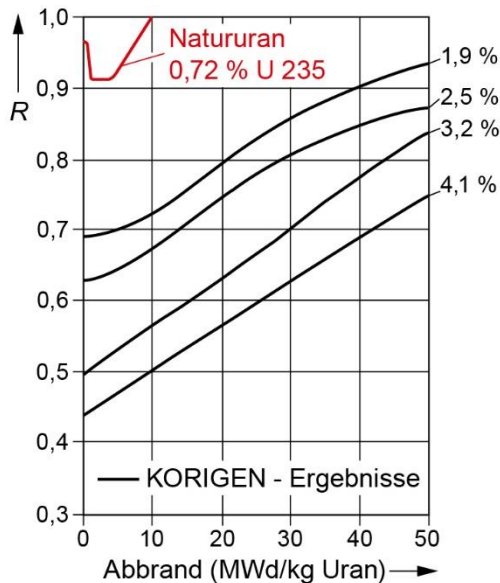


**Abb. 3.10:** PHWR; Anteile der einzelnen Spaltnuklide an der Leistungserzeugung in Abhängigkeit des Abbrandes [2.4]

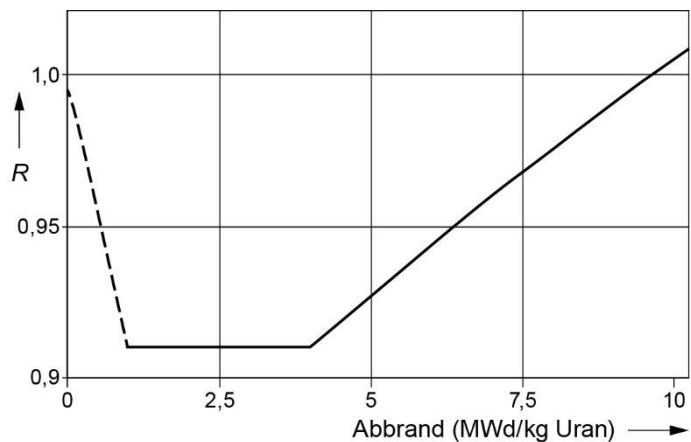
#### 3.2.2.2 R-Faktor (für den Beitrag der Aktinoide U239 und Np239)

Der R-Faktor ist das Verhältnis der Neutroneneinfangrate in U238 zur gesamten Spaltrate am Ende der Betriebszeit. Er geht als Multiplikator in die Gleichungen zur Berechnung der Zerfallsleistungs-Beiträge der Aktinoide U 239 und Np 239 ein und ist somit ein direktes Maß für deren Höhe. Es ist plausibel, daß diese Neutroneneinfangrate in U238 (identisch mit der Erzeugungsrates an U239) tendenziell mit zunehmendem Gehalt an U238 – gleichbedeutend mit abnehmender Anfangsanreicherung an U235 – ansteigt.

Abb. 3.11 (aus [3.24]) macht dies anschaulich. Sie zeigt den R-Faktor in Abhängigkeit des Abbrandes mit der Anfangsanreicherung an U235 als Parameter. In der linken oberen Ecke ist in rot die Position von R für Natururan eingetragen; aus Abb. 3.12 (aus [2.4]) können exakte Zahlenwerte hierfür entnommen werden. In gleicher Weise wie für die Spaltnuklidbeiträge wird über die Abhängigkeit „Abbrand = f (Volllasttagen)“ lt. Abb. 3.9 auch der R-Faktor als Funktion der Nennlastbetriebszeit gewonnen.



**Abb. 3.11:** R-Faktor in Abhängigkeit des Abbrandes für Brennstoffe mit unterschiedlicher Anfangsanreicherung [3.24]



**Abb. 3.12:** R-Faktor in Abhängigkeit des Abbrandes für Natururan [2.4]

### 3.2.2.3 Gesamte Zerfallsleistung des Reaktorkerns eines PHWR (am Beispiel CNA 2)

Die Berechnungen zur Erstellung der Abb. 3.13 a,b,c erfolgten nach den Vorgaben des ANS 79 mit Ausnahme folgender Abweichungen, die der Erstversion der DIN 25463 entnommen sind:

- Spaltprodukt-Beitrag mit 24 Exponentialfunktionen (anstatt 23 beim ANS 79) für jedes Spalt nuklid berechnet.
- Standardabweichung der Spaltprodukt-Zerfallsleistung über den gleichen Formalismus (Summe aus 24 Exponentialfunktionen) ermittelt wie der Spaltprodukt-Beitrag selbst.

Für den Faktor  $G(t)$  zur Berücksichtigung des Neutroneneinfangs in Spaltprodukten wurden für **alle** Abklingzeiten die Werte aus der im ANS 79 bereitgestellten Tabelle entnommen.

Die thermische Reaktornennleistung der Anlage CNA 2 beträgt 2160 MWth.

In den Ergebniskurven der Abb. 3.13 a,b,c gelten die

**Kurve 1** für die anzusetzende Zerfallsleistung nach Störfällen.

Darin ist ein Aufschlag auf die Reaktornennleistung von 6 % enthalten, der sich aus dem Ansprechwert der Reaktorleistungsbegrenzung (3 %) und dem anzunehmenden max. Fehler der Reaktorleistungsbestimmung (3 %) zusammensetzt. Außerdem ist als Unsicherheit für den Spaltproduktbeitrag die doppelte Standardabweichung angesetzt (Die Wahrscheinlichkeit, daß der wahre Wert oberhalb dieser  $2 \cdot \sigma$ -Grenze liegt, ist ca. 2,3 %).

**Kurve 2** für die Zerfallsleistung bei normalbetrieblicher Reaktorkühlung.

Da hierbei der tatsächlich erwartbare Leistungswert von Interesse ist, enthalten die Kurven keinen der beiden o.g. 3 % - Aufschläge. Als Unsicherheit für den Spaltproduktbeitrag wird nur die einfache Standardabweichung verwendet.

### 3 Berechnung der (Nach-)Zerfallsleistung

---

(Die Wahrscheinlichkeit, daß der wahre Wert oberhalb der  $1\cdot\sigma$ -Grenze liegt, ist ca. 16 %)

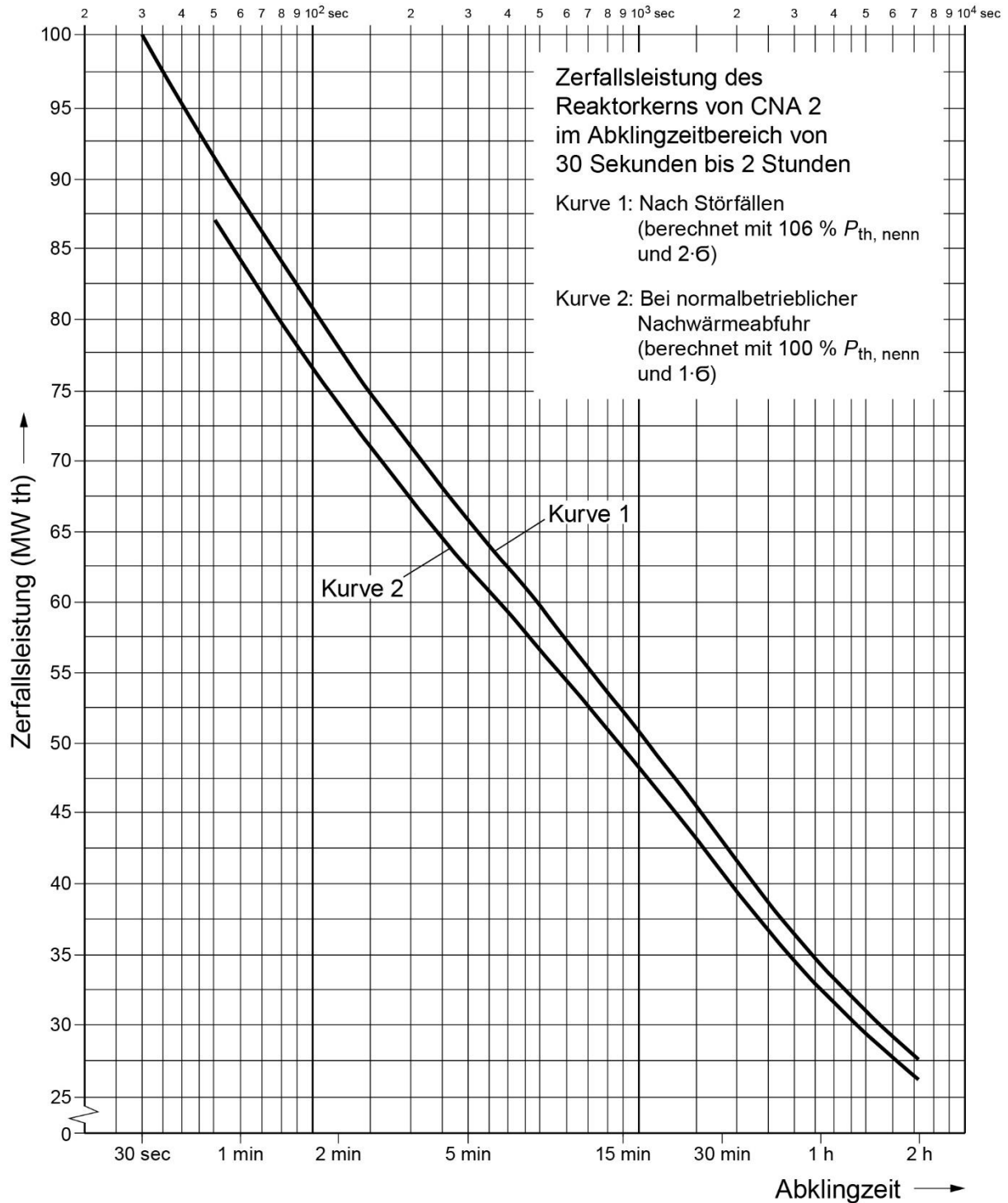
Diese Zerfallsleistungskurven wurden im Zuge der Arbeiten zur Entwicklung des KKW CNA 2 erstellt. Bei ggfs. erforderlichen Neuberechnungen für bestehende oder zukünftige PHWR-Projekte ist zu prüfen, ob die jeweils aktuellen Berechnungsstandards angewendet werden sollen bzw. können.

Für orientierende Berechnungen der Zerfallsleistungen des Reaktorkerns von PHWR-Projekten mit anderen thermischen Reaktorleistungen können die Zahlenwerte aus den Abb. 3.13 a,b,c herangezogen und über die Gleichung

$$P_Z = P_{Z,Abb.3.13} \cdot \frac{P_{Thermisch}}{2160} \quad (3.11)$$

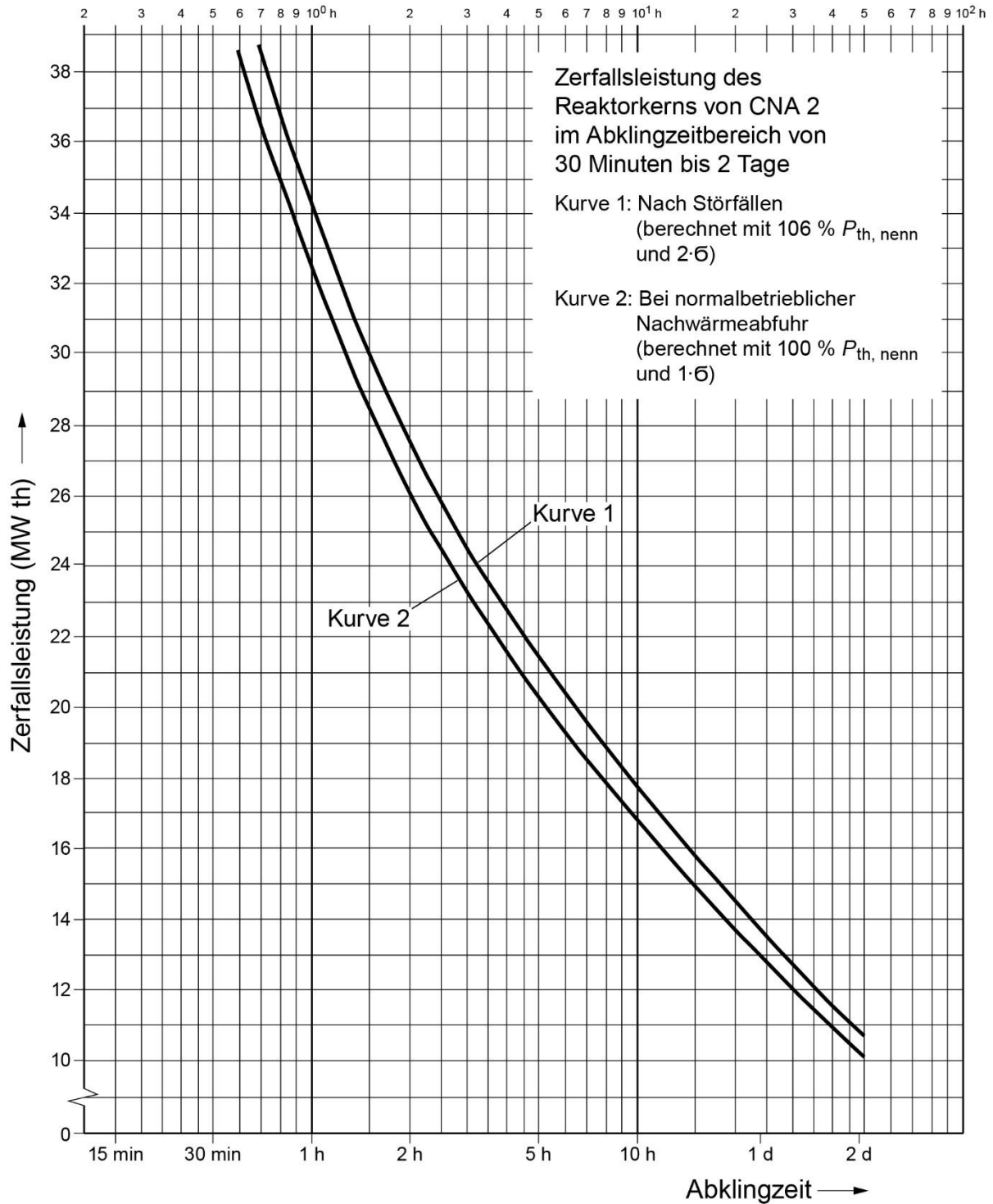
mit  $P_{Thermisch}$  Thermische Reaktorleistung  
der betrachteten Anlage (MWth)

umgerechnet werden.



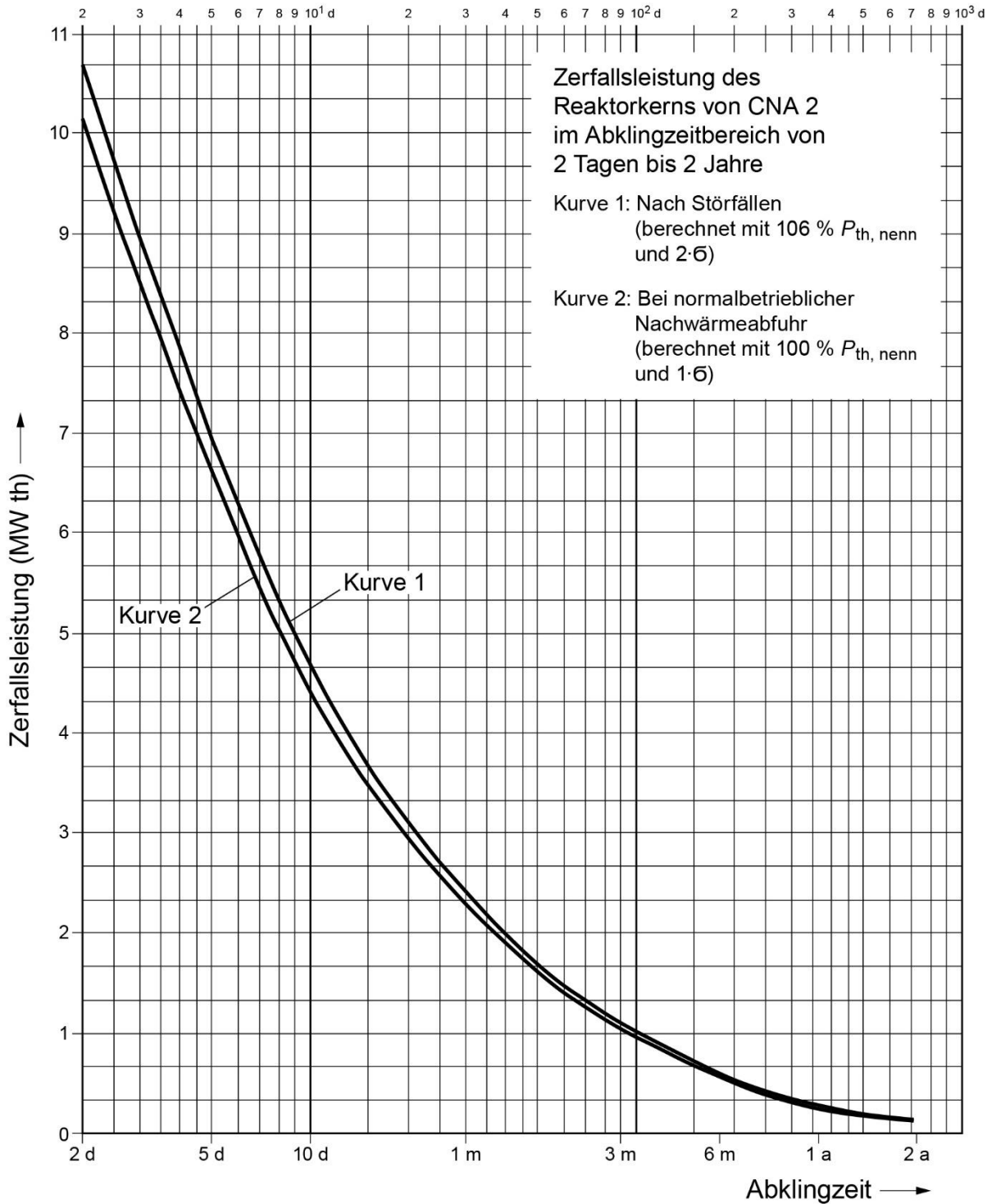
**Abb. 3.13 a:** CNA 2, Zerfallsleistung des Reaktorkerns; Abklingzeitbereich: 30 s bis 2 h [2.4]

### 3 Berechnung der (Nach-)Zerfallsleistung



**Abb. 3.13 b:** CNA 2, Zerfallsleistung des Reaktorkerns; Abklingzeitbereich: 30 min bis 2 d [2.4]





**Abb. 3.13 c:** CNA 2, Zerfallsleistung des Reaktorkerns; Abklingzeitbereich: 2 d bis 2 a [2.4]



## 4 Reaktorkühlung und Nachkühlkette von PHWR und PLWR

Die deutschstämmigen DWR-KKW für Natururan und für U235-angereicherten Brennstoff sind in ihrer Basiskonzeption weitgehend identisch und stimmen auch in ihren Detailausführungen – soweit es der Brennstoff-Unterschied zuläßt - in sehr hohem Umfang überein. Dies liegt nicht zuletzt daran, daß mit dem MZFR als Prototyp-PHWR und dem PLWR-Demonstrationskraftwerk KWO zwei DWR-Anlagen vom gleichen Generalunternehmer - zeitlich überlappend – errichtet und in rel. kurzem Abstand (ca. 3 Jahre) in Betrieb genommen wurden. Herausragendes Merkmal beider KKW-Typen ist – z.B. im Gegensatz zum BWR – die Beschränkung der Radioaktivität von Betriebsmedien auf den nukleartechnischen Bereich der Anlage ohne betriebliche Kontamination des konventionellen Kraftwerksteils. Ein markanter Unterschied liegt im Umfang der Reaktorhauptsysteme. Während diese beim PLWR nur aus dem Reaktorkühlsystem und dem dazugehörigen Druckhalte- und dem Abblasesystem bestehen, kommt beim PHWR noch das Moderator Kühlsystem hinzu. Im Nennlastbetrieb der Anlage werden an das Reaktorkühlmittel (bei normaler Moderator Temperatur) ca. 90 % der im Reaktor freigesetzten Leistung übertragen. Die restlichen ca. 10 % werden vom Moderator durch Neutronenabbremung und –absorption, durch Wärmeübergang von den Kühlkanälen und vom Moderatortank, sowie durch geringfügige Durchmischung mit Kühlmittel über die Kühlmittelspaltströmung aufgenommen. Der Moderator ist deshalb während des Leistungsbetriebes der Anlage permanent zu kühlen. Aus reaktorphysikalischen Gründen ist seine Temperatur dabei so niedrig (mittlerer Wert bei CNA 2: 170 °C) zu halten, daß er zwar zur Dampferzeugung nicht mehr geeignet ist, aber zur Vorwärmung des Speisewassers – als Ersatz der konventionellen, anzapfdampfbetriebenen Hochdruck (HD)-Vorwärmung - verwendet werden kann. Mit dem Moderator Kühlsystem verfügt der PHWR – im Gegensatz zum PLWR – aber auch gleichzeitig über ein HD-Nachkühlsystem als innerem Glied der Nuklearen NKK. Diese NKK ist im Normalfall dreigliedrig aufgebaut.

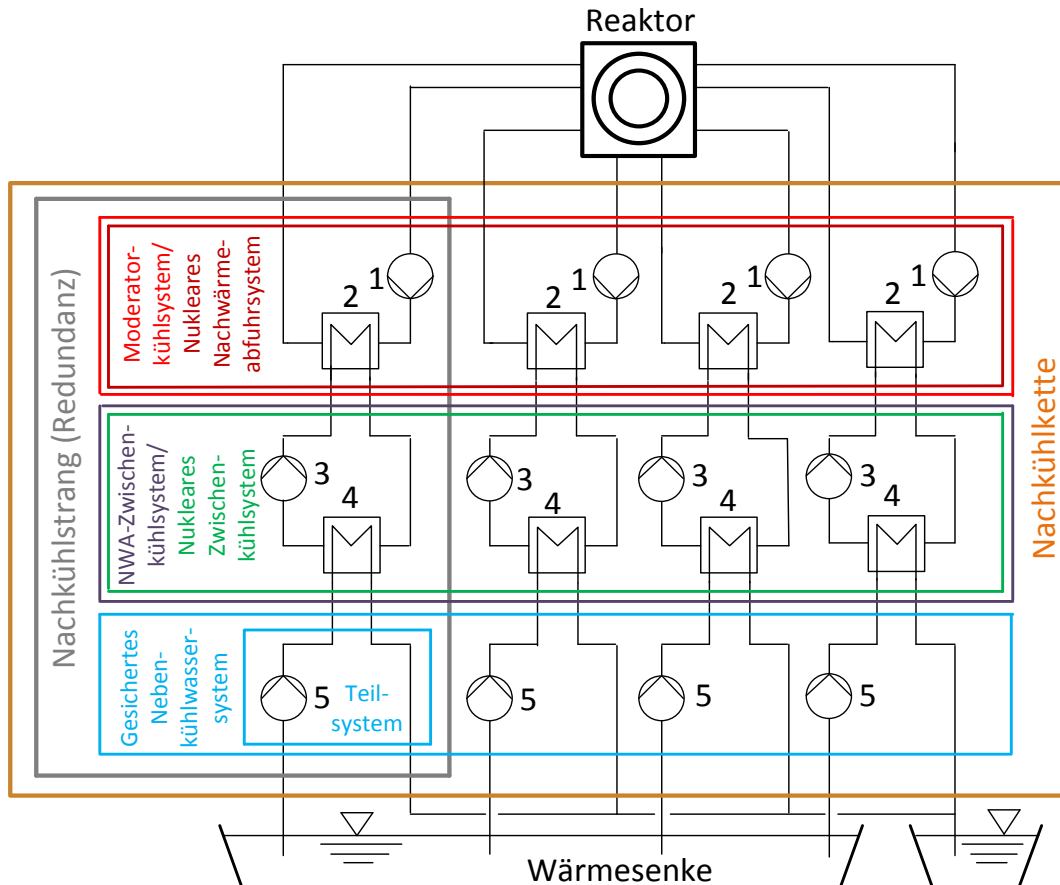
Mit Abb. 4.1 sollen die in der Arbeit oft benutzten Begriffe „System“, „Teilsystem“, „Nachkülstrang“ und „Nachkühlkette“ veranschaulicht werden. Für „Nachkülstrang“ wird im Fachsprachgebrauch auch die Bezeichnung „Redundanz“ verwendet, wobei „Redundanz“ die Gesamtheit aller Einrichtungen eines Stranges beinhaltet, also auch dessen Notstromerzeugung, Leittechnik, Bautechnik, usw. Alle Nachkülstränge zusammen bilden die Nachkühlkette. (Diese Bezeichnung ist leider etwas irreführend, da im normalen Sprachgebrauch unter einer „Kette“ das verstanden wird, was hier der „Strang“ ist. Da sich diese Unterscheidung aber in der KKW-Fachwelt etabliert hat, wird sie auch in dieser Arbeit benutzt).

Jeder Nachkülstrang besteht - von Wärmequelle bis Wärmesenke – aus den folgenden Teilen:

- Aus einem, an einen Reaktorkühlkreislauf bzw. direkt an den RDB\* angeschlossenen Umwälzsystem für Reaktorkühlmittel bzw. Moderator,
  - \* Im Fall des Sumpfbetriebes nach Kühlmittelverlust erfolgt die Entnahme nicht aus dem Reaktorsystem, sondern vom Boden (Sumpf) des Reaktorgebäude-Innenraumes. Beim PLWR wird dies durch Umschaltung auf eine separate Saugleitung im Vorlauf zur Nachkühlpumpe erreicht. Beim PHWR wird hierfür - ggfs. im Parallelbetrieb mit der **Moderatorpumpe (MOP)** - die **Sicherheitseinspeisepumpe (SEP)** eingesetzt, die damit zu einem Bestandteil der NKK wird. In den weiteren Ausführungen und Abbildungen dieses Kapitels bleiben diese NKK-Sonderschaltungen unberücksichtigt.

#### 4 Reaktorkühlung und Nachkühlkette von PHWR und PLWR

- einem Zwischenkühlkreislauf, der die Wärme hiervon in einem Wärmetauscher (**Moderator**kühler (MOK) beim PHWR, Nachwärmekühler beim PLWR) übernimmt,
- und in einem weiteren Wärmetauscher (**NWA-Zwischenkühler** (NWA-ZK) beim PHWR, Nuklearer Zwischenkühler beim PLWR) über das sog. Gesicherte Nebenkühlwassersystem an die äußere Wärmesenke abgibt. „Gesichert“ bringt zum Ausdruck, daß das System – wie die gesamte NKK - störfallsicher aufgebaut und seine elektrischen Aggregate über das Notstromdiesel-Netz des KKW betreibbar sind.



- |  |   |
|--|---|
| 1 Moderatorpumpe/Nachkühlpumpe                     | 4 NWA-Zwischenkühler/Nuklearer Zwischenkühler |
| 2 Moderatorkühler/Nachwärmekühler                  | 5 Gesichertes Nebenkühlwasserpumpe            |
| 3 NWA-Zwischenkühlpumpe/Nukleare Zwischenkühlpumpe |   |

**Abb. 4.1:** Nukleare Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor;  
Definition von System, Teilsystem, Nachkühlstrang und Nachkühlkette

Thermodynamisch und ökonomisch wäre es im ersten Ansatz naheliegend, MOK bzw. Nachwärmekühler direkt mit Nebenkühlwasser zu beaufschlagen und damit die Zwischenkühlung zu eliminieren. Neben der Ersparnis an Komponenten, Rohrleitungen etc. würde auch eine der beiden, bei 3-gliedriger NKK in Reihe wirkenden Wärmetauschergrädigkeiten, entfallen. Dadurch könnten theoretisch die Heizflächen der o.g. Kühler bei gleichbleibender Wärmeübertragungskapazität reduziert werden. (Beim MOK käme dieser Vorteil real aber nicht zum Tragen, da seine Größe nicht vom Einsatz im Nachkühlbetrieb sondern von der Speisewasservorwärmung im Leistungsbetrieb der Anlage bestimmt wird.) Aus nachfolgenden Gründen

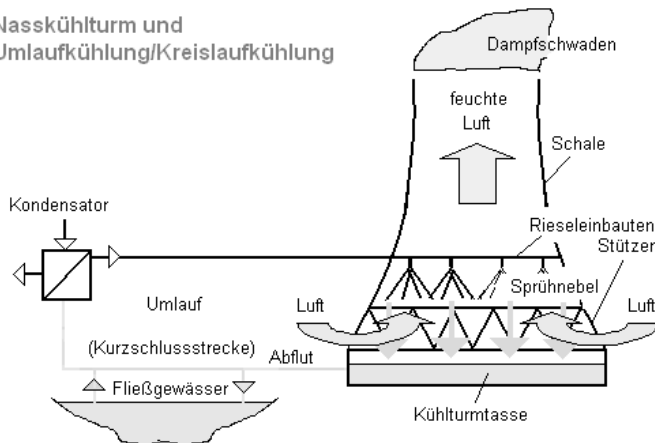
ist die Einfügung eines Zwischengliedes in die NKK jedoch zwingend erforderlich:

- Da das Druckniveau des Nebenkühlwassers deutlich unterhalb dem der Primärseite von MOK/Nachwärmekühler liegt, hätten Heizrohr-Undichtigkeiten in diesen Wärmetauschern unvermeidbar radioaktive Leckagen an die Kraftwerksumgebung zur Folge.
- Das Nebenkühlwasser ist ausschließlich mechanisch gereinigtes Rohwasser einer äußeren Entnahmestelle (Fluß, See, Meer, Kühlturm-Auffangbecken). Die von ihm durchströmten Wärmetauscherrohre sind deshalb mit Hilfe einer fest installierten Rohrreinigungsanlage von Verunreinigungs-Ablagerungen freizuhalten, die den Wärmeübergang beeinträchtigen würden. Neben MOK/Nachwärmekühler sind zum Betrieb der NKK noch viele weitere, kleine Wärmetauscher parallel zu versorgen. Eine Ausrüstung aller dieser Kühlstellen mit eigenen Rohrreinigungsanlagen ist aus apparatetechnischen, räumlichen und finanziellen Gründen auszuschließen. Dies bedeutet, daß auch bei Wegfall der Zwischenkühlung für MOK/Nachwärmekühler weiterhin strangzugeordnet kleinere Zwischenkühlkreisläufe installiert werden müßten; dies würde den oben angedeuteten, wirtschaftlichen Vorteil deutlich reduzieren.
- Die Doppelfunktion des MOK führt bei allen Umschaltaktionen „Leistungsbetrieb ↔ Nachkühlbetrieb“ zu einem Mediumwechsel auf seiner Sekundärseite. Bei Verwendung von Nebenkühlwasser zur Wärmeaufnahme würde beim Übergang von Nachkühl- in Leistungsbetrieb der sekundärseitige MOK-Inhalt aus Rohwasser vom sauberen, nachströmenden Speisewasser (Deionat) in die DE geschoben und dieses verunreinigen.
- Die Kugeln des Rohrreinigungssystems (siehe hierzu auch Abb. 7.9 und Abb. 7.10) sind nicht gegen die im Leistungsbetrieb auftretenden, hohen Temperaturen im MOK ausgelegt. Sollten vom vorangegangenen Nachkühlbetrieb noch einzelne Kugeln im oder um den MOK verblieben sein, so könnten diese dabei zerstört werden, evtl. Heizrohre verstopfen oder, vom Speisewasser mitgespült, in den Wasser/Dampf-Kreislauf der Anlage gelangen.

Im Gegensatz zum geschlossenen Zwischenkühlkreislauf ist das Nebenkühlwassersystem, dessen konkrete Ausführung in hohem Maße von der Topographie des Kraftwerks-Standortes beeinflusst wird, bei der Mehrzahl der Anlagen zur Wärmesenke hin offen. Für Standorte am Meer kann dessen praktisch unerschöpfliches Kühlwasserpotential genutzt und auf Kühltürme, nicht nur für das Nebenkühlwasser, sondern auch für das Hauptkühlwasser zur Versorgung der Turbinenkondensatoren, verzichtet werden. Auch bei den Flußstandorten, die ausschließliche Frischwasserkühlung aufgrund des Wärmelastplanes nicht mehr zulassen, kann üblicherweise die im Gegensatz zum Hauptkühlwasser geringe Nebenkühlwassermenge noch direkt dem Fluß entnommen und diesem nach Verwendung wieder zurückgeführt werden. Ist dies nicht mehr möglich, dann muß – wie z.B. beim MZFR – auch das Nebenkühlwasser zusammen mit dem Hauptkühlwasser in eine Rückkühlanlage geleitet und aus dieser, temperaturreduziert, wieder entnommen werden. In diesem Fall ist die NKK de facto um ein viertes Glied erweitert, das allerdings nicht explizit in die thermodynamische Kühlkettenberechnung mit eingeht. Es wird dann – wie bei der Frischwasserkühlung – von einer festen Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur ausgegangen, die die Rückkühlanlage (z. B. der Kühlturm) auf der Basis anzunehmender, äußerer Bedingungen zu realisieren bzw. zu unterschreiten hat. Sofern am Standort zumindest eine ausreichende Wassermenge zur Ergänzung von Verdunstungsverlusten zur Verfügung steht, können Geräte zum Einsatz kommen, bei denen das Kühlwasser durch direkten Kontakt mit Luft abgekühlt wird (Verdunstungskühlung, z. B. über Naturzug-Naßkühltürme, Abb. 4.2). Nur bei Extremstandorten ohne ausreichendes Wasser-

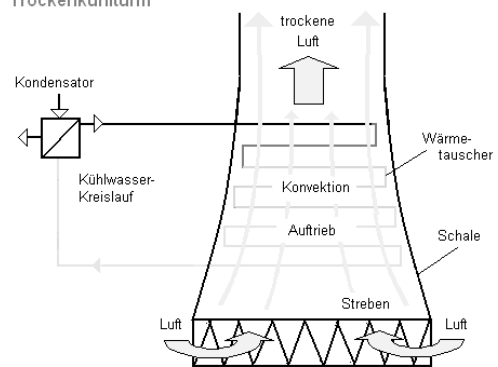
angebot müßte – mit erheblichen Einbußen im thermischen Wirkungsgrad - auf kontaktfreien Wärmeaustausch zwischen Wasser und Luft (z.B. Trockenkühlturm) übergegangen werden. Bei dieser, für große KKW-Blöcke eher theoretischen Lösung wird das Kühlwasser in geschlossenem Kreislauf durch den Kühlturm geleitet und durch einen Wasser-Luft-Wärmetauscher im Inneren des Kühlturmes abgekühlt (Abb. 4.3).

Nasskühlturm und Umlaufkühlung/Kreislaufkühlung



**Abb. 4.2:** Naturzug-Naßkühlturm; Funktionsprinzip [4.1]

Trockenkühlturm



**Abb. 4.3:** Naturzug-Trockenkühlturm; Funktionsprinzip [4.2]

Die beschriebene Systemreihenfolge in der NKK von Reaktor bis Wärmesenke entspricht normalerweise auch einem abnehmenden Betriebsdruck der Systeme. Durch diese Druckstufung ist im Fall von Wärmetauscherleckagen eine gerichtete Leckströmung sichergestellt, die z.B. bei einer MOK- bzw. Nachwärmekühler-Undichtigkeit von der Radioaktivitätsmeßstelle im **NWA-Zwischenkühlsystem** (NWA-ZKS) bzw. dem Nuklearen Zwischenkühlsystem erkannt wird. Anlagenspezifische Ausnahmen dieser Praxis sowie Details dazu sind in den folgenden Unterkapiteln beschrieben. Im Weiteren ist für beide KKW-Varianten – PHWR und PLWR - chronologisch die technische Entwicklung von Reaktor- und Moderator Kühlsystem und ihrer Hauptkomponenten sowie der Schaltungskonzepte für die NKK-Systeme zur primärseitigen Wärmeableitung an die äußere Wärmesenke dargelegt. Die Umsetzung dieser Entwicklung in reale Technik dokumentiert sich für Deutschland in Form der jeweiligen Meilensteinprojekte (**Anlage** (Planungs-Bruttoleistung, Jahr der Leistungsbetriebs-Aufnahme)), d.h.

für den PHWR: **MZFR** (57 MWe1, 1966)

↓

**CNA 1** (340 MWe1, 1974)

↓

**CNA 2** (700 MWe1, 2015)

für den PLWR: **KWO** (300 MWe1, 1969)

↓

**KKS** (662 MWe1, 1972)

↓

**KWB-A** (1200 MWe1, 1975)

↓

**DWR 1300 MW** (KWB-B, 1977) bis „KONVOI“ (KKI 2, KKE, GKN 2, 1988/89)

Steigerungen der Nennleistung (z.B. durch Erhöhung der Anfangsanreicherung oder – bei PLWR – auch durch den Einsatz von MOX-Brennelementen) während der Lebenszeit der Anlagen bleiben ohne Auswirkung auf deren NKK-Aufbau; evtl. nachträgliche sicherheitsrelevante Nachrüstungen sind bei der vorliegenden Betrachtung nicht berücksichtigt.

Die Einheit Reaktorhauptsystem/NKK wurde für die jeweils letztgenannten, beiden Projekte (CNA 2 und DWR 1300 MW) in einem Konzeptvergleich gegenübergestellt. Damit kann gezeigt werden, daß trotz unterschiedlicher NKK-Ausführungen beide KKW-Typen bzgl. Sicherheitstechnik zur Störfallbeherrschung als gleichwertig anzusehen sind. Details von Komponentendesigns sowie die Leittechnik für die Systeme der NKK sind nicht Gegenstand des Vergleichs.

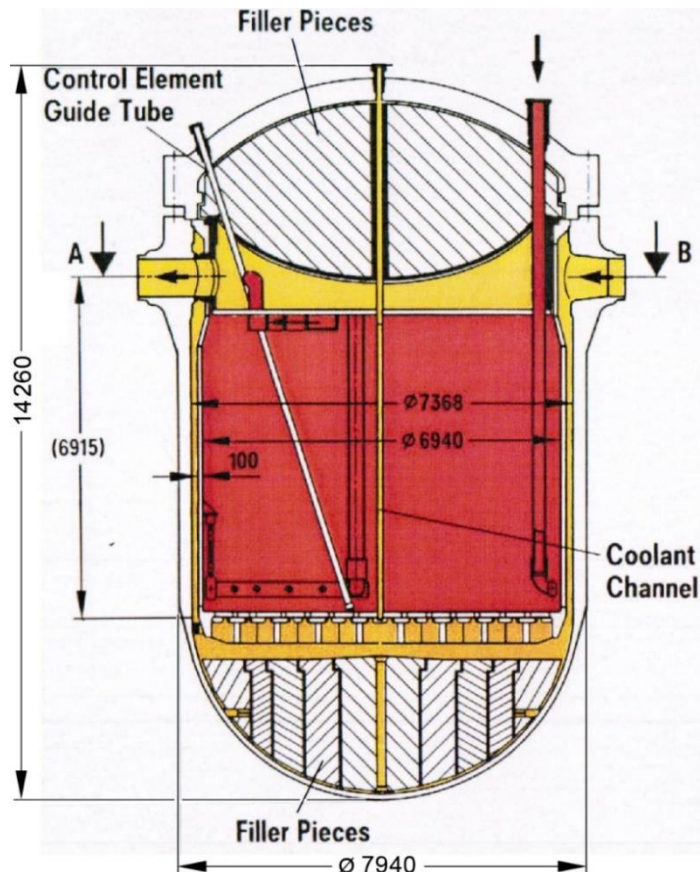
### 4.1 Reaktorkühlkreislauf und Moderator Kühlkreislauf

Die Zahlenangaben für DWR 1300 MW in den Tabellen 4.1 bis 4.3 sind als beispielhaft anzusehen. Sie können für die verschiedenen Anlagen dieser KKW-Serie in Grenzen variieren.

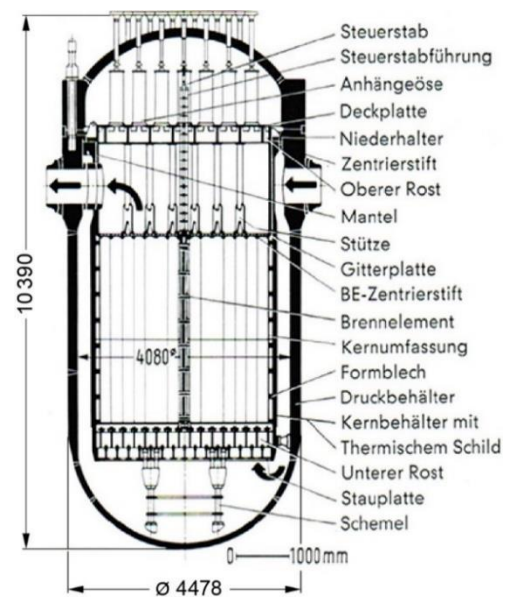
#### 4.1.1 Reaktordruckbehälter (RDB)

Die Abb. 4.4 und 4.5 geben für ähnlich hohe thermische Reaktorleistungen eines PHWR (CNA 2: 2160 MWth) und eines PLWR (KKS: 1890 MWth) maßstabsgerecht den Größenunterschied der Reaktordruckgefäße wieder. Es ist erkennbar, daß der PHWR-Druckbehälter deutlich länger ist und ein größeres Durchmesser/Höhe-Verhältnis aufweist wie der des PLWR. (Zum Zeitpunkt ihrer Fertigung waren die RDB der PHWR-Anlagen jeweils die weltgrößten, in Werkstattfertigung hergestellten Druckgefäße.) Die konstruktiven Grundmerkmale beider Reaktortypen haben sich indessen seit ihren jeweiligen Erstanlagen MZFR und KWO nicht verändert. Sie sind durch reaktorphysikalische und reaktorbetriebliche Bedingungen bestimmt. Beim PHWR sind es – im Vergleich zum PLWR – die niedrigere spezifische Brennstoffleistung (in kW/kgUO<sub>2</sub>) und insbesondere das große, erforderliche Volumenverhältnis von Moderator zu Brennstoff (PHWR: >16, PLWR: ca. 2) sowie die aufwändigere Innenstruktur mit einem Kühlkanal für jedes BE und dem Moderatortank, die den RDB so voluminös werden lassen. Die dadurch entstehenden, großen Lücken zwischen den einzelnen Kühlkanälen ermöglichen jedoch andererseits, daß für die beim PHWR für einen ungehinderten Lademaschinenzugang zu den Kühlkanälen notwendigerweise schräg am Reaktorumfang angeordneten Regelstäbe genügend freie Passagen im Reaktorkern verfügbar werden (siehe Abb. 4.6). Zur D<sub>2</sub>O-Ersparnis und Strahlungsabschirmung werden nicht genutzte Freiräume im RDB eines PHWR mit Füllkörpern belegt (in Abb. 4.4 schraffiert dargestellt). Die Deckel beider Reaktorvarianten sind von einer Vielzahl vertikaler Stützen durchdrungen. Beim PHWR bilden sie die Verbindung der Kühlkanäle nach außen, über die die BE während des Leistungsbetriebes der Anlage (oder bei Kernentladung) zur Umsetzung oder Auslagerung mit einer Lademaschine gezogen bzw. eingebracht werden. Beim PLWR sind ca. 1/3 der BE-Positionen für die Aufnahme von Steuerstäben ausgerüstet, deren Antriebe auf diesen Stützen angeflanscht sind. Weitere Stützen sind für die Kerninstrumentierung vorgesehen. Eine Besonderheit des MZFR-Reaktors war es, daß jeder Kühlkanal mit zwei übereinander stehenden BE, die per Formschluß miteinander verbunden waren, belegt wurde. Die beiden Elemente blieben beim Umsetzen im Reaktor und beim Transport vom Reaktor zum BE-Becken zusammengekuppelt und wurden erst zur Lagerung im BE-Becken getrennt. Bei CNA 1 und CNA 2 ist jeder Kühlkanal mit nur einem BE der in Abb. 4.7 erkennbaren Form bestückt, das sich – wie beim PLWR – über die gesamte Kernzonenlänge erstreckt.

Abb. 4.8 zeigt ein typisches PLWR-Brennelement (hier KWO) mit eingefahrenem Steuerstab. Die BE des KKW Isar 2 z. B. enthalten  $18 \times 18 = 324$  Brennstab-Positionen, von denen 300 tatsächlich mit Brennstäben besetzt und 24 für die Steuerstab (Fingerregelstab)-Aufnahme vorgesehen sind. In Tab. 4.1 sind die wichtigsten technischen Daten der RDB von PHWR und PLWR zusammengestellt. Abb. 4.9 gibt graphisch für die PHWR- und PLWR-Meilenstein-Anlagen die Entwicklung der Einheitenleistung und ihrer RDB-Größen wieder.



**Abb. 4.4:** PHWR, RDB; Thermische Reaktorleistung: 2160 MWth [4.3]



**Abb. 4.5:** PLWR, RDB; Thermische Reaktorleistung: 1890 MWth [4.4]

Aus Tab. 4.1 ist zu entnehmen, daß bei den PLWR-Anlagen die Auslegungstemperatur des RDB um ca. 20 K höher ist als bei den neueren PHWR-Kraftwerken, der Auslegungsdruck sogar um ca. 40 bar, obwohl sich die Betriebstemperaturen am RDB-Austritt nur wesentlich geringfügiger voneinander unterscheiden und die zugeordneten Sättigungsdrücke für H<sub>2</sub>O und D<sub>2</sub>O nahezu gleich sind. Während beim PLWR keine Möglichkeit besteht, die Wirkung radialer Leistungsdichteunterschiede durch lokale Einstellung der Durchsatzmenge auszugleichen, können beim PHWR die Durchflußraten durch die einzelnen Kühlkanäle mittels Drosselzonen an deren Eintritt an die spezifische, örtliche Neutronenflußdichte angepaßt werden. Dadurch können deren Austrittstemperaturen nivelliert werden; unvermeidbare Temperaturspitzen eines Heißkanals – wie beim PLWR – werden vermieden. Da sich die gewählte Sicherheit gegen Sieden an der höchstmöglichen Temperatur orientiert, müssen deshalb sowohl Betriebs- als auch Auslegungsdruck beim PLWR deutlich über denen von PHWR liegen.



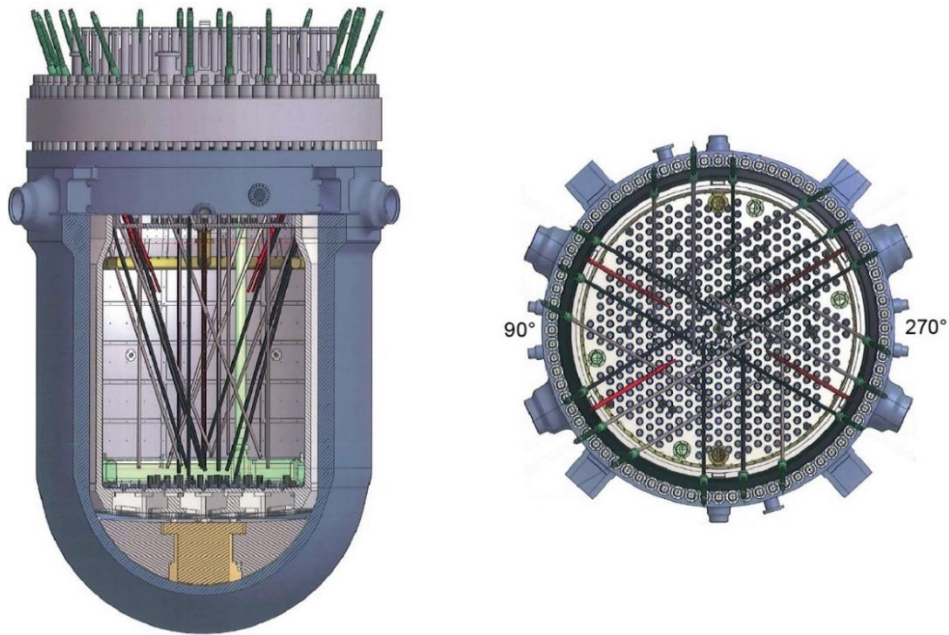


Abb. 4.6: CNA 2; RDB mit Einbauten [4.5]

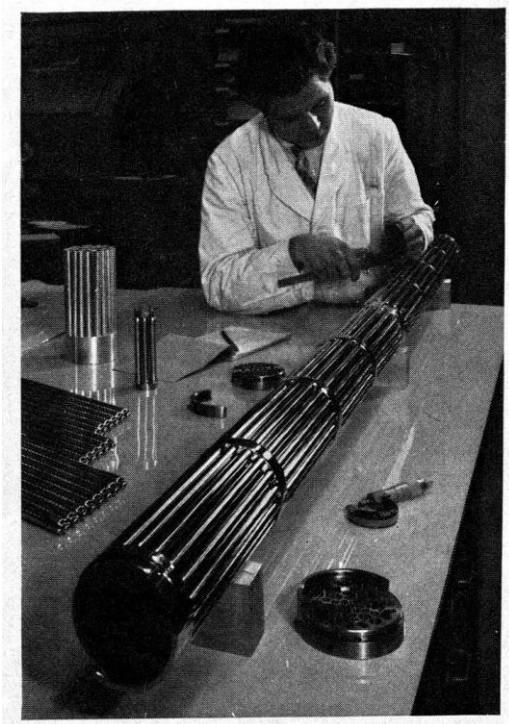


Abb. 4.7: PHWR, Kreisrundes BE [4.6];  
(alle PHWR- Anlagen:  
37 Brennstäbe pro BE)

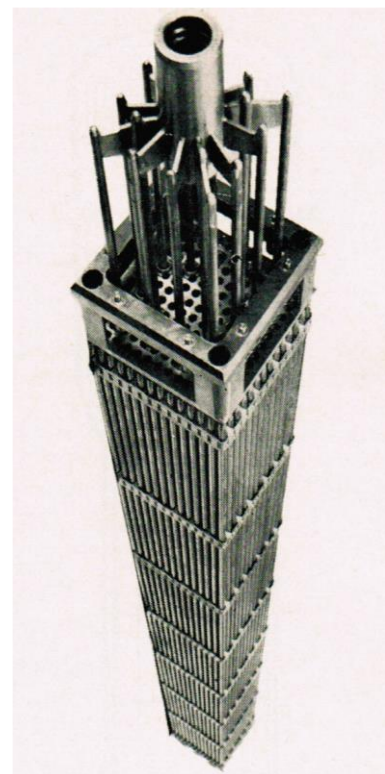


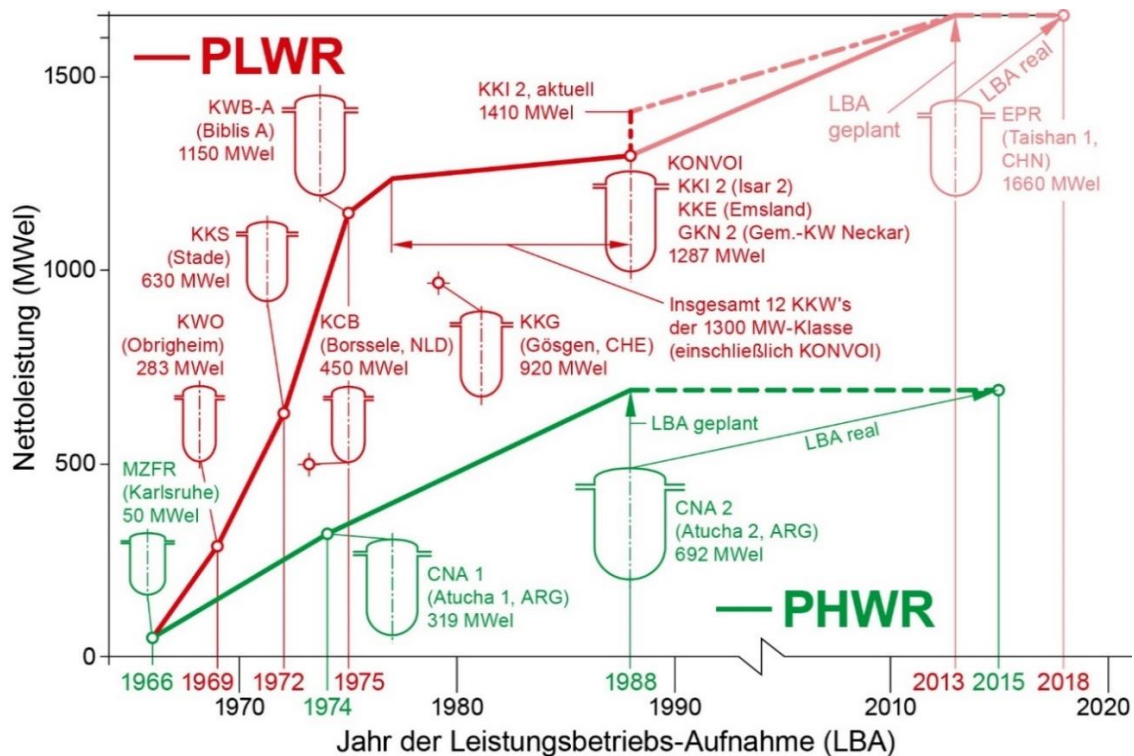
Abb. 4.8: PLWR, Quadratisches BE  
mit eingefahrenem  
Fingerregelstab [4.7];  
(KWO: 180 Brennstäbe/BE,  
KKI 2: 300 Brennstäbe/BE)

## 4 Reaktorkühlung und Nachkühlkette von PHWR und PLWR

	Anlage	Aufnahme Leistungs-betrieb Jahr	Thermische Reaktor-leistung MWth	Kraft-werks-Netto-leistung MWeI	RDB-Auslegung		RDB-Konstruktion				Brennelement	
					Druck Auslegung/ Betrieb <sup>1)</sup> bar	Temperatur Auslegung/ Betrieb <sup>2)</sup> °C	Höhe über alles m	Außen-Ø Zylindr. Teil m	Wand-stärke <sup>3)</sup> mm	Gesamt-gewicht <sup>4)</sup> Mp	BE-Zahl --	Brenn-stäbe pro BE --
PHWR	MZFR	1966	200	50	99,1/88,3	300/280	7,8	4,38	141	179	242 [2x121]	37
	CNA 1	1974	1100	319	133,4/112,8	330/306	12,1	5,81	225	470	253	37
	CNA 2	2015	2160	692	135/121,7	330/313,4	14,2	7,94	286	965	451	37
PLWR	KWO	1969	907,5	283	172,7/142,2	345/310,4	9,8	3,60	167	195	121	180 <sup>5)</sup>
	KKS	1972	1892	630	175,6/155	350/316,4	10,4	4,48	199	305	157	205 <sup>6)</sup>
	KWB-A	1975	3517	1150	175,5/155	350/316,6	13,3	5,48	242	513	193	236 <sup>7)</sup>
	DWR 1300 MW	1977- 1989	3765	1287	175/158	350/326,1	13,3	5,50	250	492	193	236 <sup>7)/</sup> 300 <sup>8)</sup>
	EPR	2018*	4590*	1660*	(175/158)	(350)/327	12,7	5,40	250	526	241	265 <sup>9)</sup>

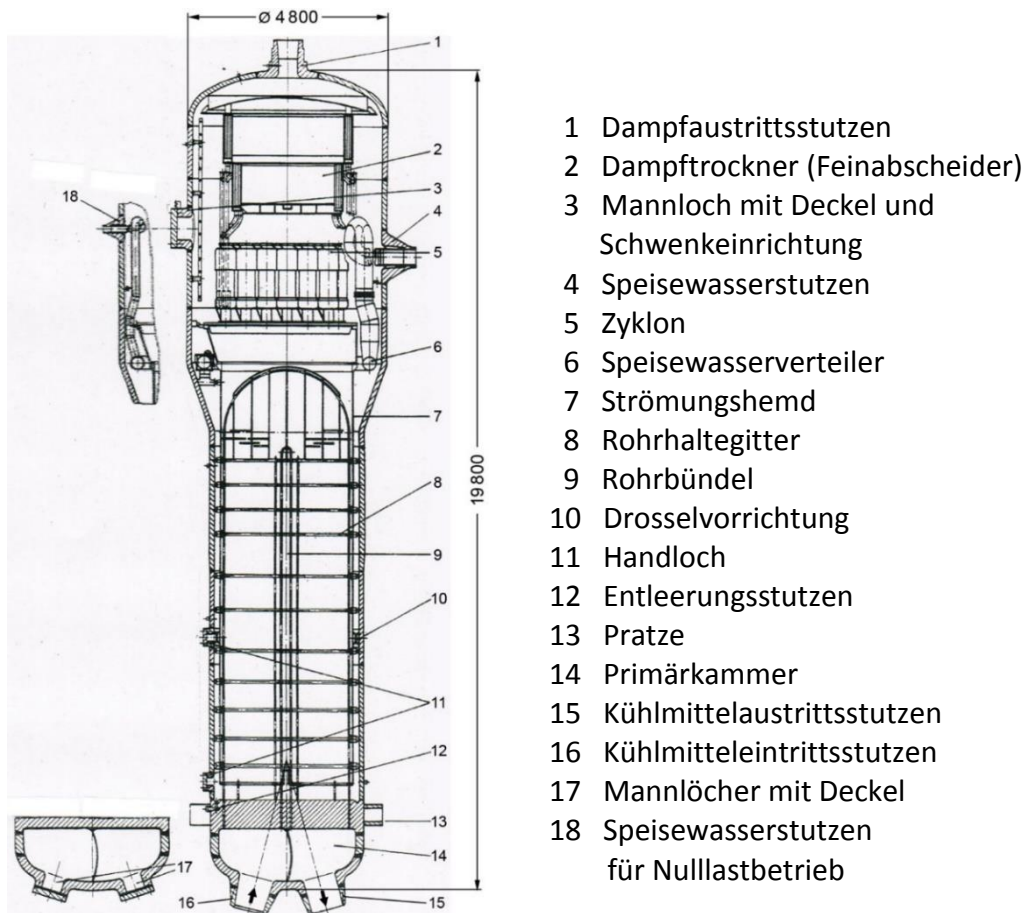
1) RDB-Eintritt 2) RDB-Austritt 3) Zylindrischer Teil incl. Plattierung 4) RDB-Gefäß + -Deckel (ohne Einbauten) ( ): Annahme  
5) (14 x 14)-16 6) (15 x 15)-20 7) (16 x 16)-20 8) KKW Isar 2: (18 x 18)-24 9) (17 x 17)-24 \*: KKW Taishan 1 (CHN)

**Tab. 4.1:** RDB; Technische Daten (Angaben der Ursprungsplanung, ohne Berücksichtigung evtl. späterer Nachrüst- bzw. Ertüchtigungsmaßnahmen) [2.6], [2.30], [4.3], [4.4], [4.6], [4.7], [4.8], [4.9], [4.14], [4.18], [4.20], [4.22], [4.23], [4.24], [4.27], [4.28]



**Abb. 4.9:** PHWR und PLWR, Kraftwerks-Nettoleistung und RDB-Größe; Zeitliche Entwicklung

## 4.1.2 Dampferzeuger (DE)



**Abb. 4.10:** CNA 2, Dampferzeuger; [4.3], [4.42]

Der DE ist hinsichtlich seiner axialen Ausdehnung die größte Komponente eines KKW mit DWR. Im Gegensatz zum RDB liegt beim DE der Unterschied zwischen PHWR und PLWR im Wesentlichen in den Auswirkungen der unterschiedlichen Stoffwerte von D<sub>2</sub>O und H<sub>2</sub>O auf Betriebsgewicht und thermodynamische Eigenschaften. Außerdem werden – wenn möglich – wie bei den RDB auch bei den DE von PHWR-Anlagen konstruktive Maßnahmen zur D<sub>2</sub>O-Ersparnis durchgeführt. So wurde beim MZFR-DE der Klöpperboden der Primärkammer nach innen gewölbt angeschraubt (siehe Abb. 4.11); bei CNA 2 ist hierzu die voll geschweißte Primärkammer nicht halbkugelförmig, sondern abgeflacht ausgeführt (siehe Abb. 4.10).

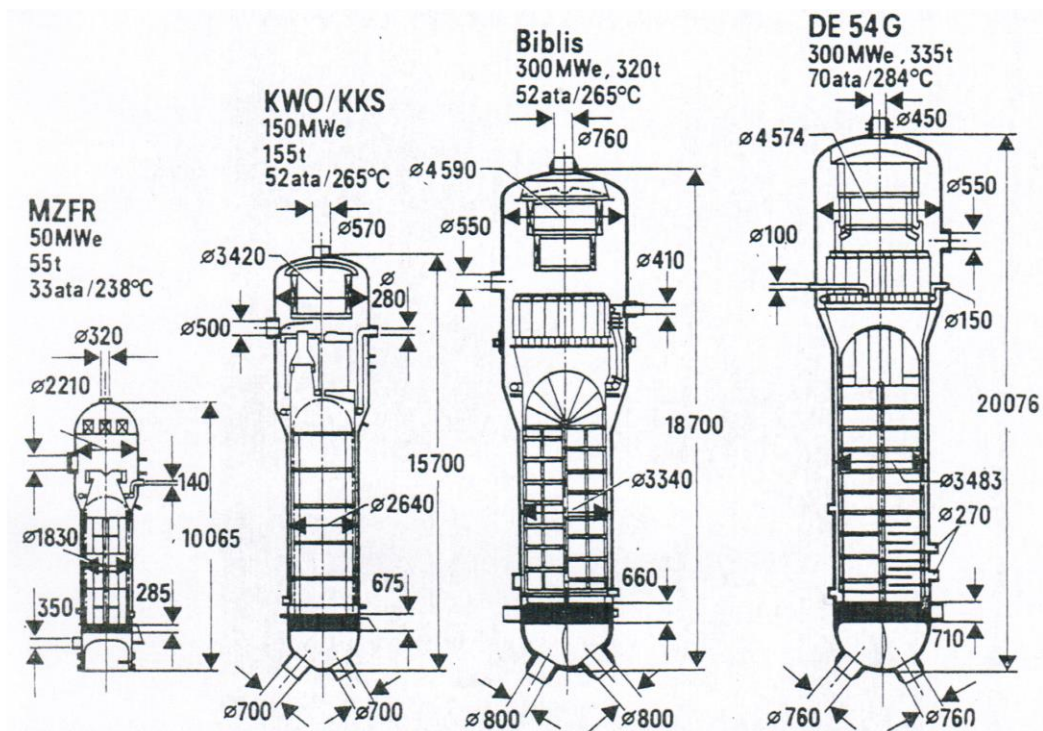
Die DE-Größenentwicklung verlief indessen nicht in gleicher Stetigkeit nach oben wie die des RDB, wie die Abb. 4.11 auch zeigt. So wurde für KKS auf die DE-Klasse von KWO zurückgegriffen und die erforderliche Wärmeübertragungskapazität für das Kraftwerk durch Verdoppelung der Kühlkreisläufe erreicht. Eine Neuerung bei KKS gegenüber KWO war allerdings der Übergang von Inconel 600 auf Incoloy 800 als neuen Rohrwerkstoff (MZFR: Austenit 1.4550). In Abb. 4.10 ist der DE von CNA 2 dargestellt, der in seinen äußeren Abmessungen weitgehend dem DE von KWB-A entspricht. Obwohl zur Zeit seiner Entwicklung die Einführung einer sog. Vorwärmkammer für den PLWR-DE im Bereich der kalten Schenkel der U-Rohre zur Steigerung des Frischdampf (FD)-Druckes im Gange war (siehe DE ganz rechts in Abb. 4.11), wurde für den CNA 2-DE auf diese Neuerung verzichtet.

#### 4 Reaktorkühlung und Nachkühlkette von PHWR und PLWR

	Anlage	Anzahl DE	Thermische Leistung pro DE MWth	DE-Konstruktion			DE-Thermodynamik					
				Höhe über alles m	Außen-Ø Dampfdom m	Heizfläche pro DE m <sup>2</sup>	Primärseite Hauptkühlmittel			Sekundärseite (Speisewasser)/Frischdampf		
							Durchsatz pro DE kg/s	Temperatur Eintritt °C	Temperatur Austritt °C	FD-Menge pro DE kg/s	FD-Druck bar	FD-Temp. °C
PHWR	MZFR	2	81	10,2	2,5	920	646	280	254	42,2	32,4	238,0
	CNA 1	2	506	15,5	3,6	n.a.	2778	306	272	241,3	43,1	254,7
	CNA 2	2	985	19,8	4,8	7010	5150	313	278	478,4	54,9	271,1
PLWR	KWO	2	457	15,7	3,7	2750	3056	310	283	236,9	49,1	262,7
	KKS	4	475	15,6	3,5	2930	3056	316	288	249,4	51,0	265,2
	KWB-A	4	885	18,8	4,8	4510	5000	317	285	463,9	51,0	265,2
	DWR 1300 MW	4	(947)	20,2	4,8	(5400)	4418	326	291	513,8	64,5	280,3
	EPR	4	(1082)	23,0	4,9	7960	(5531)	327	(307)	n.a.	78,0	293,0

( ): ca. -Wert, über Wärmebilanz oder Analogieschluß errechnet

**Tab. 4.2:** Dampferzeuger; Technische Daten (Angaben der Ursprungsplanung, ohne Berücksichtigung evtl. späterer Nachrüst- bzw. Ertüchtigungsmaßnahmen) [4.3], [4.4], [4.6], [4.7], [4.8], [4.13], [4.15], [4.16], [4.18], [4.21], [4.22], [4.23], [4.24], [4.25], [4.26], [4.27]

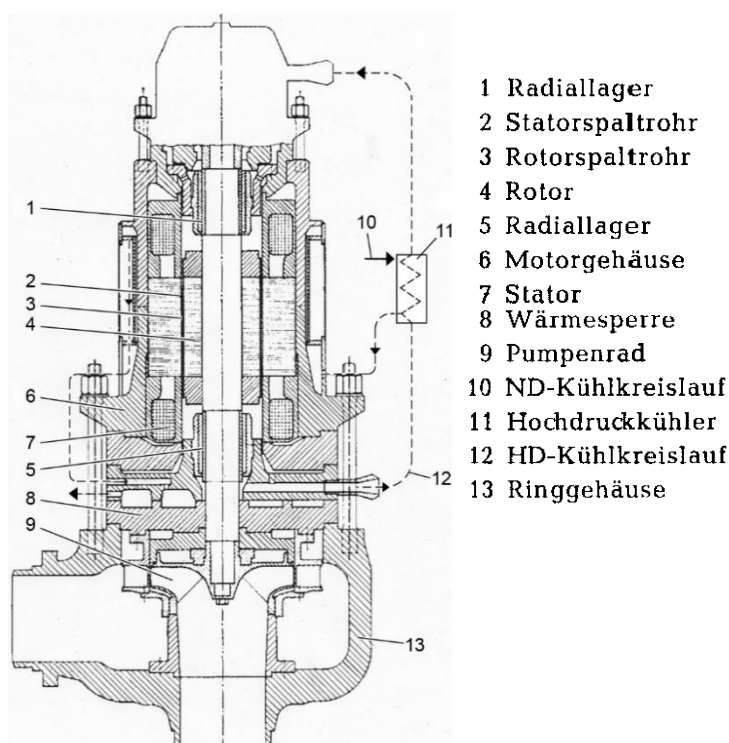


**Abb. 4.11:** Dampferzeuger; Größenentwicklung [4.29]

Tab. 4.2 gibt die Hauptdaten der DE von PHWR und PLWR wieder. Bemerkenswert ist die beim DWR 1300 MW gravierende Verbesserung der FD-Werte gegenüber den PLWR-Vorgängeranlagen, die insbesondere durch die erhöhte primärseitige Eintrittstemperatur erreicht wird.

### 4.1.3 Hauptkühlmittelpumpe (HKP)

Alle HKP sind einstufige, mit vertikaler Achse aufgestellte Kreiselpumpen und fliegend gelagertem Laufrad. Um D2O-Leckverluste sicher zu vermeiden, waren beim MZFR Spaltrohrmotorpumpen (Abb. 4.12) eingesetzt. Deren Wirkungsgrad ist aufgrund der Wirbelstromverluste im Statorspaltrohr und der Spaltvergrößerung zwischen Rotor und Stator sowie durch erhöhte Verluste infolge Flüssigkeitsreibung am Rotor rel. niedrig. Erst mit Verfügbarkeit berührungsfreier Hochdruckwellendichtungen konnte – ab KWO - auf die, seitdem übliche, konventionelle Bauart mit getrenntem, aufgesetztem Motor übergegangen werden (Abb. 4.13). Damit verbunden ist eine wesentliche Steigerung des Aggregats-Wirkungsgrades auf ca. 80 bis 90 % (gegenüber ca. 60 bis 65 % bei Spaltrohrmotorpumpen). Die HKP von CNA 2 (Abb. 4.14) unterscheidet sich konstruktiv von der Ausführung bei den meisten deutschen PLWR-Anlagen u.a. durch die Lauf- und Leitradform sowie die Abströmgeometrie. Tab. 4.3 stellt die wichtigsten technischen Daten der HKP von PHWR und PLWR gegenüber. Für die fast doppelt so hohe, notwendige Förderhöhe bei den neueren PHWR-Anlagen im Vergleich zu PLWR sind die höhere Dichte des D2O im Vergleich zu H2O sowie der Kühlmittelweg innerhalb des RDB über die Kühlkanäle mit ihren Drosselzonen verantwortlich.



**Abb. 4.12:** MZFR; Hauptkühlmittelpumpe mit Spaltrohrmotor [4.10]

	Anlage	Anzahl HKP	Förder- volumen pro HKP "heiß"	Förder- höhe	Leistungs- aufnahme pro HKP "heiß"
		--	m <sup>3</sup> /h	m	kW
PHWR	MZFR	2	2.640	70	783
	CNA 1	2	11.750	113	4.200
	CNA 2	2	22.011	114* 135*	8.222
PLWR	KWO	2	14.450	69	3.720
	KKS	4	14.660	64	3.100
	KWB-A	4	23.670	93**	6.270
	DWR 1300 MW	4	22.673	66	(5390)
	EPR	4	28.000	(66)	(6.600)

\*: Diskrepanz zwischen Angaben verschiedener Quellen  
 \*\*: Wert möglicherweise nicht korrekt  
 ( ): Annahme bzw. Wert aus Analogieschluß erhalten

**Tab. 4.3:** Hauptkühlmittelpumpen; Technische Daten [4.6], [4.7], [4.10], [4.11], [4.16], [4.18], [4.22], [4.23], [4.24], [4.27]

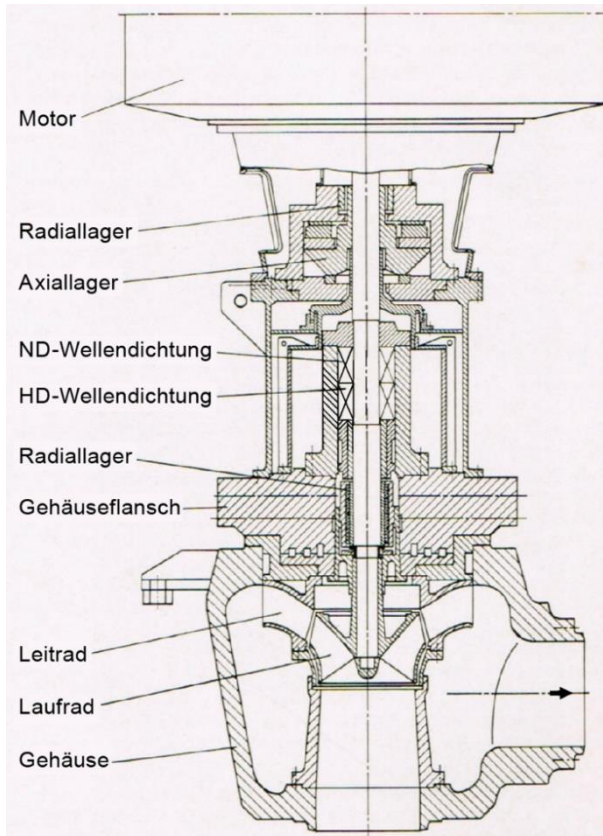


Abb. 4.13: KWO; Hauptkühlmittelpumpe [4.30]

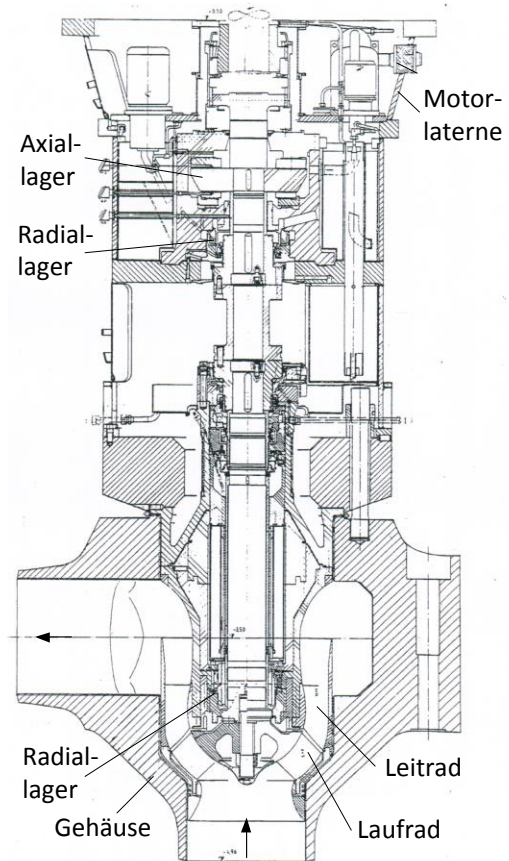
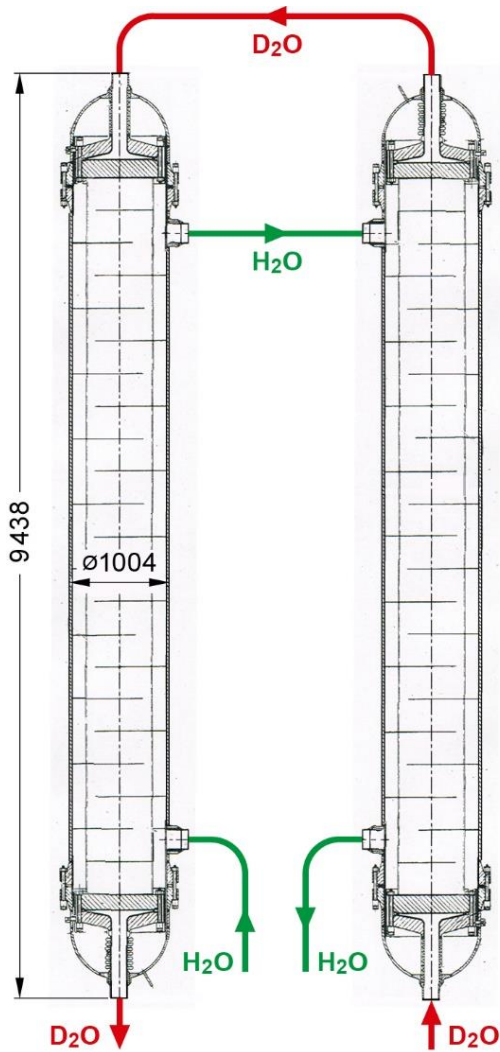


Abb. 4.14: CNA 2; Hauptkühlmittelpumpe [4.18]

#### 4.1.4 Moderator Kühler (MOK)

Der MOK des MZFR besteht aus zwei gleichen, strömungstechnisch sowohl primär- als auch sekundärseitig hintereinandergeschalteten Wärmetauschern (Abb. 4.15, Schaltplan siehe Abb. 4.20). Die Apparate sind vertikal aufgestellt und über Rohrleitungen miteinander verbunden. Das Primärmedium (Moderator) strömt in den Geradrohren, das Sekundärmedium (Speisewasser bzw. Zwischenkühlwasser) wird im Kreuz-Gegenstrom um die Rohre geführt. Bei den PHWR-Nachfolgeanlagen CNA 1 und CNA 2 besteht der MOK aus jeweils nur einer Komponente, bei der zwei parallele Schenkel über ein Querteil miteinander verbunden sind. Abb. 4.16 stellt einen der vier MOK von CNA 2 dar, bei denen – im Unterschied zum MZFR-MOK – beide Medien im reinen Gegenstrom geführt werden. Außerdem liegen die MOK von CNA 2 horizontal, wobei jeweils zwei, redundanzmäßig benachbarte MOK, übereinander und mit vertauschten Kopf- und Fußenden platziert sind (siehe Abb. 4.19). In Tab. 4.4 sind die wichtigsten konstruktiven und thermodynamischen Daten der MOK aller drei PHWR-KKW (für den KW-Nennlastbetrieb bei normaler, Mittlerer Moderatortemperatur) – soweit bekannt gemacht – zusammengestellt. „Mittlere Moderatortemperatur“ bezieht sich auf das Temperaturniveau des Moderators im Moderatorbehälter innerhalb des Reaktors. Wird der Moderator am oberen Behälterende abgesaugt und am unteren zurückgespeist, dann entspricht dies auch dem mittleren Temperaturwert im MOK. Dies ist bei den Anlagen CNA 1 und CNA 2 der Fall. Beim MZFR dagegen erfolgt die Absaugung aus den heißen Kühlmittelleitungen; dadurch ist hier der Temperaturlevel im MOK gegenüber dem im Moderatorbehälter um ca. 30 K höher.

## 4.1 Reaktorkühlkreislauf und Moderator Kühlkreislauf

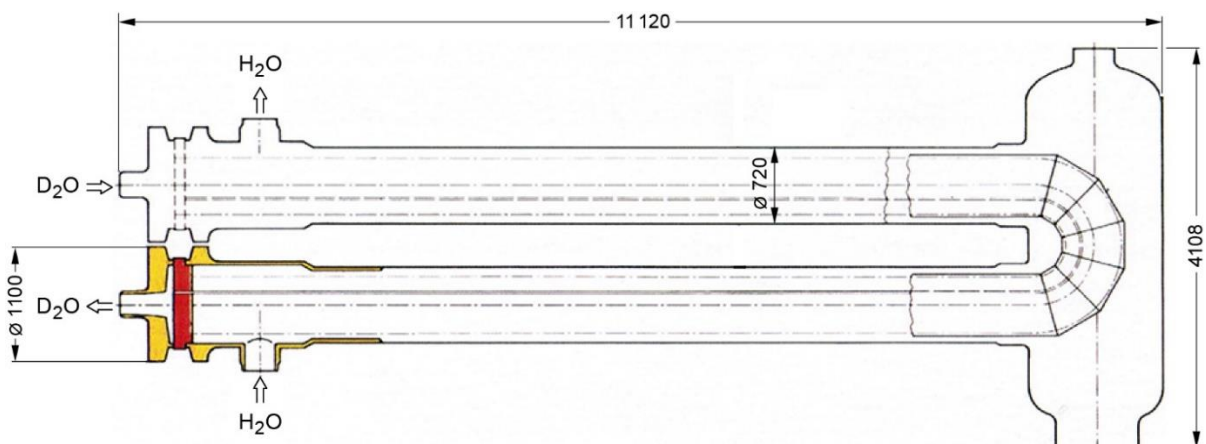


**Abb. 4.15:** MZFR;  
Moderator Kühler [4.31]

Wert	Einheit	Anlage			
		MZFR	CNA 1	CNA 2	
Anzahl MOK	--	1 <sup>1)</sup>	2	4	
Thermische Leistung pro MOK <sup>2)</sup>	kW	37,6	46,9	51,2	
Heizfläche pro MOK	m <sup>2</sup>	525	n.a.	787,5	
Durchsätze <sup>2)</sup>	D2O (Rohr)	kg/s	61,1	194	228,5
	H2O (Mantel)	kg/s	84,4	241	239,2
Temperaturen <sup>2)</sup>	Mittlere Moderator-temperatur	°C	153	170	170
	D2O-Eintritt	°C	254	198	194
	D2O-Austritt	°C	110	141	141
	H2O-Eintritt	°C	(98)	120	121
	H2O-Austritt	°C	200	165	171

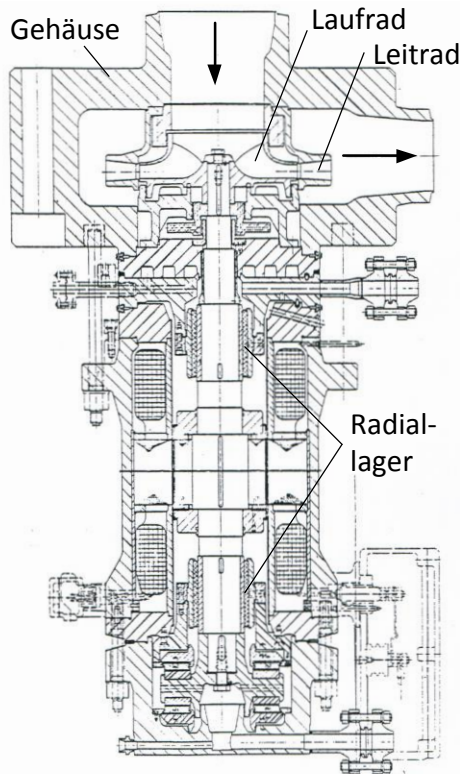
- 1): Besteht aus 2 gleichen, hintereinandergeschalteten Einzelkomponenten (siehe Abb. 4.15)  
 2): Im Nennlastbetrieb der Anlage bei normaler, Mittlerer Moderator-temperatur  
 ( ) : über Wärmebilanz errechnet

**Tab. 4.4:** Moderator Kühler; Technische Daten  
[4.6], [4.10], [4.12], [4.17], [4.18], [4.19]



**Abb. 4.16:** CNA 2; Moderator Kühler [4.3]

### 4.1.5 Moderatorpumpe (MOP)



Wert	Einheit	Anlage		
		MZFR	CNA 1	CNA 2
Anzahl MOP	--	2 <sup>1)</sup>	2	4
Leistungsaufnahme pro MOP "heiß" <sup>2)</sup>	kW	(28)	(217)	255
Fördervolumen pro MOP "heiß" <sup>2)</sup>	m <sup>3</sup> /h	61,1	194	228,5
Förderhöhe	m	24	(68)	68,3
Betriebsdruck <sup>2)</sup>	bar	(88)	115	118,5
Betriebstemperatur <sup>2)</sup>	°C	254,2	198	194,1

1): 2 x 100 % - Pumpen parallelgeschaltet (siehe Abb. 4.20)  
 2): Im Nennlastbetrieb der Anlage bei normaler, mittlerer Moderator-temperatur  
 ( ): ca.-Wert, aus Analogiebetrachtungen gewonnen

**Abb. 4.17:** CNA 2; Moderatorpumpe [4.18]

**Tab. 4.5:** Moderatorpumpen; Technische Daten [4.6], [4.10], [4.17], [4.18]

Beim MZFR sind sowohl die HKP als auch die MOP Spaltrohrmotorpumpen der Bauart, wie in Abb. 4.12 gezeigt. Die MOP von CNA 1 und CNA 2 sind ebenfalls Spaltrohrmotorpumpen; letztere mit hängendem Motor (Abb. 4.17). Die Hauptdaten der MOP aller drei PHWR-Anlagen im Nennlastbetrieb und bei normaler Mittlerer Moderator-temperatur siehe Tab. 4.5.

### 4.1.6 Reaktorkühlleitung und Moderatorkühlleitung

Konzeption und Komponenten-anordnung der Reaktorkühlsysteme von PHWR (CNA 2 siehe Abb. 4.18) und PLWR unterscheiden sich nicht grundlegend voneinander. Die Ein- und Aus-trittstutzen am RDB sind in einer Ebene oberhalb der aktiven Zone angebracht, sodaß auch bei einem Schaden an einer HKL der Reaktorkern flut- und damit kühlbar bleibt. Das Kühlmittel strömt vom RDB zum DE, von dort im abgekühlten Zustand zur HKP und anschließend zurück zum RDB. Die gewählten Nennweiten der HKL (CNA2: DN 750, DWR 1300 MW: DN 800) führen zu Strömungsgeschwindigkeit von ca. 14 m/s. Die Reaktorkühlläufe enthalten keine Armaturen. Eine Ausnahme bildet hier der MZFR, der - für Reparaturen an DE oder HKP - mit Absperrschiebern ausgerüstet ist (siehe Abb. 4.20). Bei allen Anlagen nach MZFR - sowohl PHWR als auch PLWR - ist für solche Fälle vorgesehen, die HKL im kalten Zustand mit Ballonen abzusperrern. Die drucktragenden, von Kühlmittel (KM) benetzten Wände aller Reaktorkühl-kreislauf-Komponenten einschließlich der HKL sind aus niedrig legiertem C-Stahl gefertigt und zum Korrosionsschutz mit Austenit innenplattiert.



## 4.1 Reaktorkühlkreislauf und Moderator Kühlkreislauf

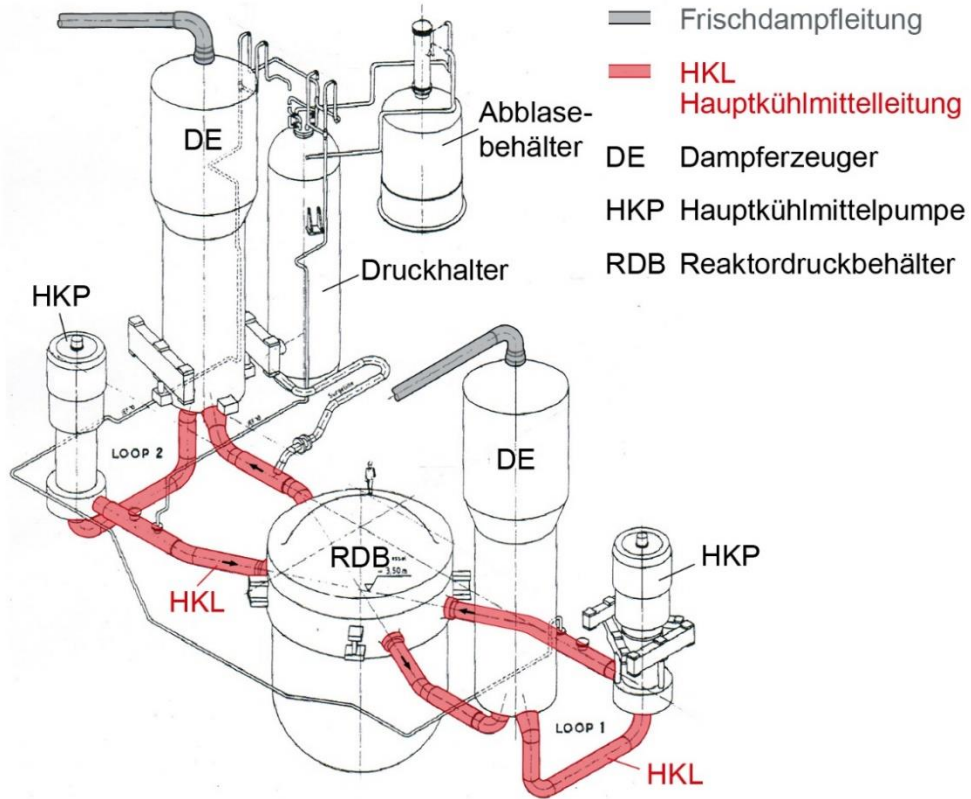


Abb. 4.18: CNA 2; Reaktorkühlkreislauf [4.18]

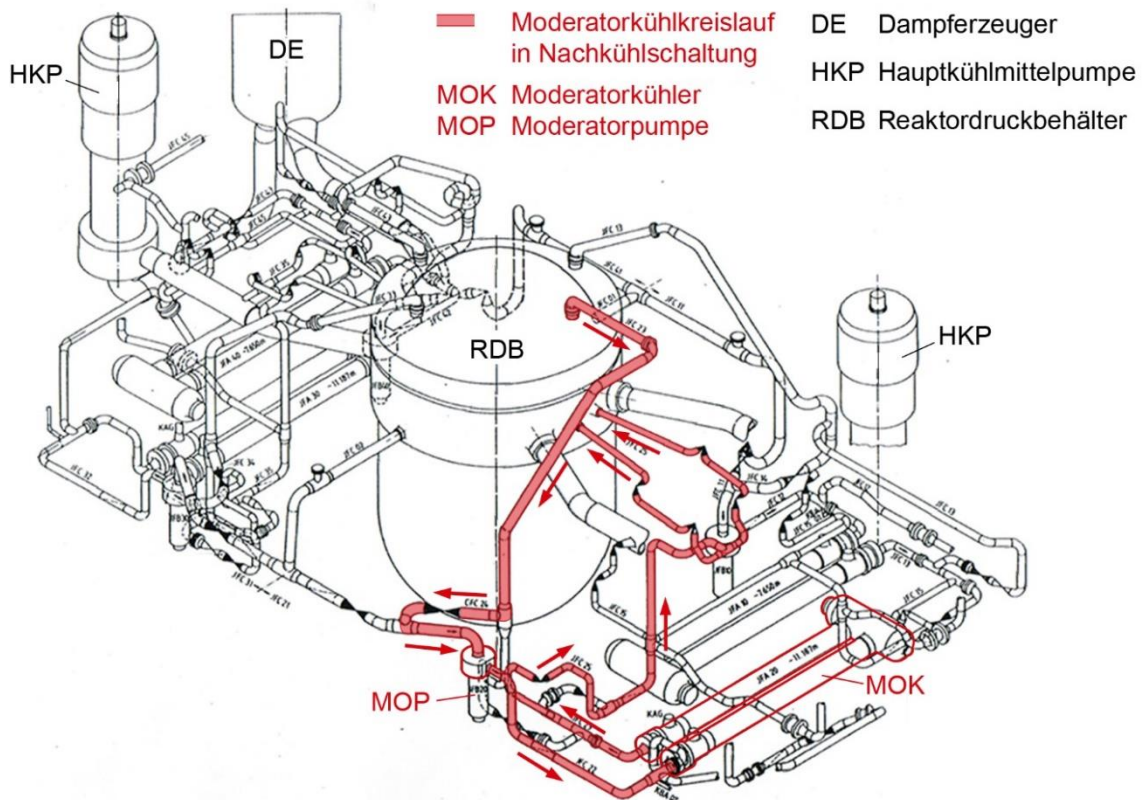


Abb. 4.19: CNA2; Moderator Kühlkreislauf [4.18]

Das Moderatorkühlsystem ist aufgrund seiner Mehrfachfunktion verfahrenstechnisch deutlich komplexer als das Reaktorkühlsystem. Für den Übergang von Leistungs- in Nachkühlbetrieb sind Schalthandlungen an Armaturen vorzunehmen, die dazu führen, daß eine Strömungsumkehr in der „normalen“ Rückspeiseleitung eintritt; diese also zur Ansaugleitung wird. Die Wiedereinspeisung des gekühlten Moderators erfolgt dann über separate Leitungen, die teils direkt am RDB und teils an HKL anschließen. Abb. 4.19 zeigt die Einplanung der Moderatorkühlkreisläufe bei CNA 2. Für eines der vier Teilsysteme ist der Strömungsweg in Nachkühlschaltung, also zum Betrieb der NKK, in roter Farbe hervorgehoben. Der Moderator wird dabei vom Boden des Moderatorbehälters, der sich im RDB befindet, angesaugt und gelangt über einen Stutzen am RDB-Deckel nach außen, zur MOP, zum MOK, und zurück zum RDB. Die Rohrleitungen sind aus Austenit und liegen in ihrem Durchmesser zwischen DN 200 und DN 350, was zu Strömungsgeschwindigkeiten von max. ca. 6 m/s führt.

### 4.2 Nachkühlketten - Schaltungen

Bei den ersten Anlagen – sowohl PHWR als auch PLWR – waren die Glieder der NKK noch nicht aus mehreren, funktionell voneinander unabhängigen (redundanten) Teilsystemen aufgebaut. Jedes NKK-Glied bestand aus nur einer Systemeinheit (z.B. einem Kreislauf), in der meist mehrere Pumpen eine gemeinsame Sammelleitung bespeisen konnten. Davon ausgehend wurden ein oder auch mehrere, normalerweise parallel, aber vereinzelt auch in Reihe angeordnete Wärmetauscher versorgt. Dieser Minimaleinsatz an Rohrleitungs- und Apparate-technik setzte jedoch voraus, daß der Ausfall passiver Anlagenteile nicht unterstellt werden mußte. Die Ausweitung der zu beherrschenden Ereignisszenarien – anfangs konzentriert auf den doppelendigen Bruch einer HKL – sowie insbesondere das Postulat, daß bei Eintritt eines Störfalles neben der Reparatur einer Komponente auch noch zusätzlich ein Einzelfehler an einem beliebigen Anlagenteil auftritt, führten zur Mehrstrangausführung der NKK; zunächst zum „vermaschten“ und schließlich zum komplett stranggetrennten Konzept.

„Vermaschter“ Aufbau ist u.a. dann gegeben,

- wenn zwischen einzelnen Teilsystemen eines NKK-Gliedes Querverbindungen geschaffen sind, über die eine Reservekomponente wahlweise auf mehrere Stränge aufschaltbar ist (z.B. bei Nichtverfügbarkeit eines Reguläraggregates), oder
- wenn sich z.B. die NKK in Richtung der Wärmesenke von 2- auf 1-Strängigkeit verengt und damit die Versorgung von Kühlstellen mehrerer Teilsysteme eines Gliedes von nur einer Systemeinheit des nachfolgenden Gliedes erfolgen muß.

Der Wechsel von der Vermaschung zur Strangautarkie bei mehrsträngigen NKK vollzog sich bei beiden KKW-Typen schrittweise und entwickelte sich von innen nach außen, also beginnend beim Moderatorkühlsystem/Nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem bis hin zum Gesicherten Nebenkühlwassersystem. Damit ging aber auch - neben dem Anstieg der KKW-Einheitenleistung - ein immens steigender Aufwand für die verfahrenstechnischen Sicherheitssysteme der NKK einher, wie die nachfolgenden Prinzipschaltpläne aller Meilensteinprojekte zeigen.

#### 4.2.1 PHWR-Anlagen

##### 4.2.1.1 Mehrzweck-Forschungsreaktor Karlsruhe (MZFR)

Abb. 4.20 zeigt die 1-strängige NKK des MZFR mit Entnahmeleitungen aus beiden Reaktorkühlkreisen – jeweils sowohl aus dem „heißen“ als auch dem „kalten“ Weg - und die Rückspeise-

leitung direkt in den RDB. Die MOP sind doppelt besetzt (2 x 100 %), bei den Zwischenkühl-pumpen wird ebenfalls davon ausgegangen (keine Information verfügbar bzw. zugänglich). In der Erstphase des Abfahrens ist der Moderatorerkühlkreislauf außer Betrieb genommen. Die Wärmeableitung aus dem Reaktor erfolgt ausschließlich mittels Naturumlauf über die DE, das dabei verdampfende Speisewasser wird im Haupt- bzw. dem Hilfskondensator kondensiert. Erst wenn dies - unterhalb einer bestimmten Temperatur - thermodynamisch nicht mehr möglich ist, wird der Moderatorerkühlkreislauf reaktiviert, der MOK sekundärseitig dabei aber nicht mehr, wie im Leistungsbetrieb, von Speisewasser, sondern von Zwischenkühlwasser durchströmt. Moderator-temperatur und abzuführende Wärmeleistung sind in dieser Phase des Abfahrens bereits auf so tiefem Niveau, daß am mantelseitigen MOK-Austritt, selbst bei dem nur geringen Überdruck, mit dem das Nukleare Zwischenkühl-system betrieben wird, kein Sieden des Zwischenkühlwassers auftreten kann. Eine Besonderheit der MZFR-NKK ist, daß der Betriebsdruck im Nebenkühlwasser höher ist als im Zwischenkühlkreis. Damit ist bei einer Undichtigkeit im Nuklearen Zwischenkühler zwar eine Leckage von möglicherweise kontaminiertem Zwischenkühlwasser an die Umgebung vermieden, jedoch eine Verunreinigung des Deionats im Zwischenkühlkreis verbunden. Bei allen späteren Anlagen wurde die Druckabstufung durchgängig von der Wärmequelle (hoch) hin zur Wärmesenke (niedrig) realisiert.

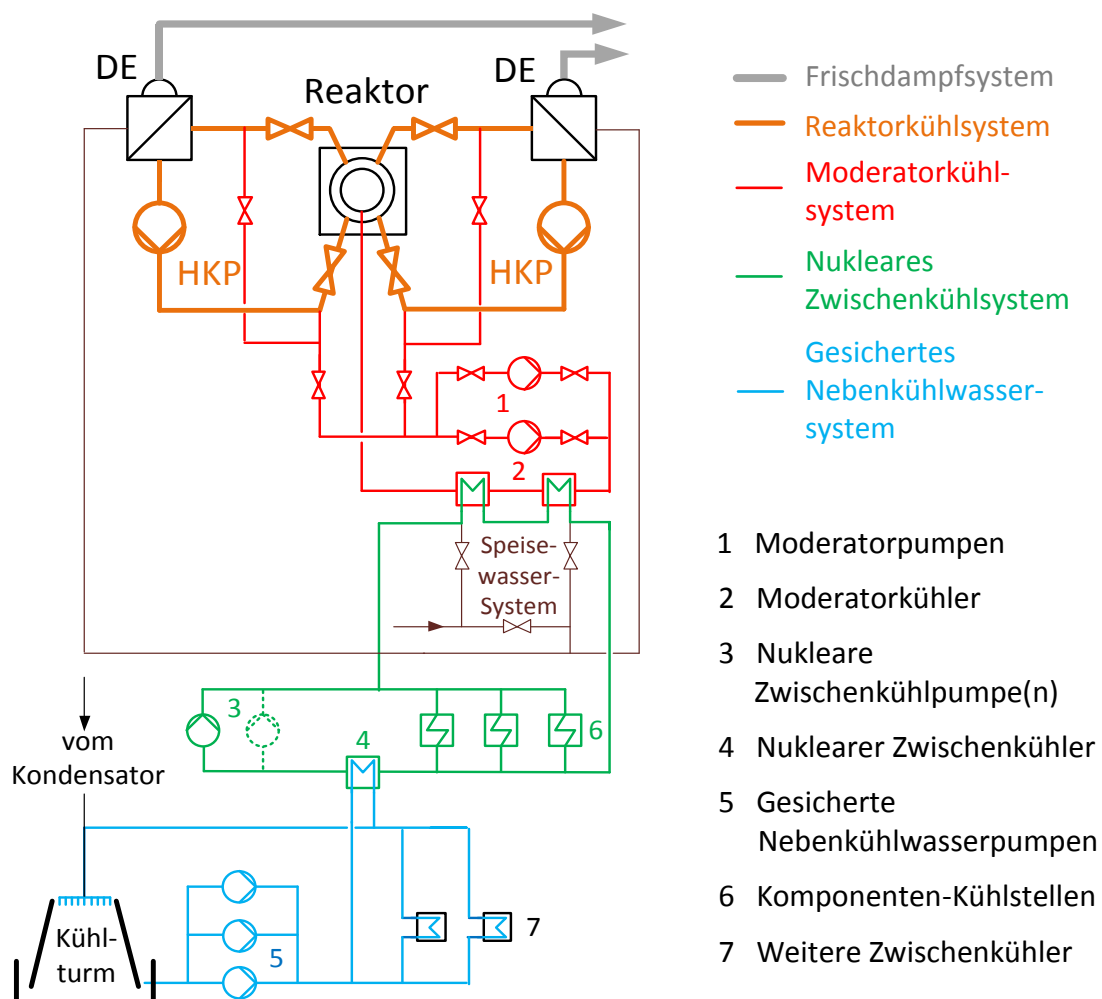
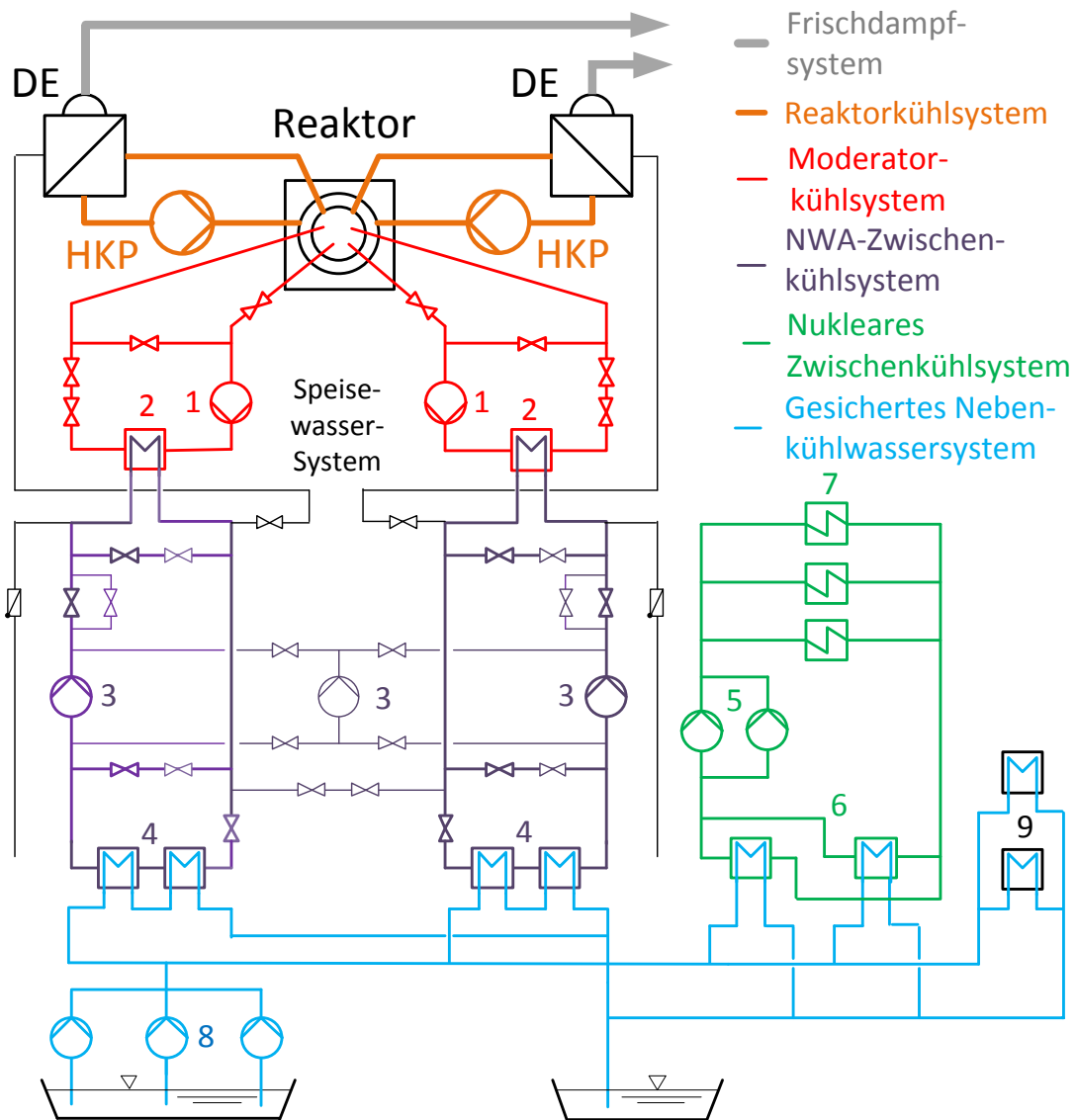


Abb. 4.20: MZFR; Reaktorkühlung und NKK [4.12]

4.2.1.2 KKW Atucha 1 (CNA 1)

Beim Aufbau der MZFR-NKK konnte eine Zuordnung zu „vermascht“ oder „stranggetrennt“ noch nicht vorgenommen werden, da alle Systeme der NKK nur aus jeweils einem Kreislauf bestehen. Dagegen kann bei CNA 1 schon von einem bedeutenden Schritt in Richtung Strangtrennung gesprochen werden (Abb. 4.21). Das Moderator Kühlsystem besteht aus zwei vollständig separaten Schleifen, an die sich jeweils ein Kreislauf des NWA-ZKS anschließt. Die Aufgabe dieses Systems ist – im Gegensatz zum MZFR – im Bedarfsfalle die Reaktorkühlung bereits kurz nach Abschaltung übernehmen zu können. Die damit einhergehenden Temperatur- und Druckwerte im System schließen die Verwendung des Nuklearen Zwischenkühl-systems zur Nachwärmeabfuhr aus; dieses ist nur noch zur Versorgung sicherheitstechnischer



- |                           |                                     |                   |
|---------------------------|-------------------------------------|-------------------|
| 1 Moderatorpumpen         | 5 Nukleare Zwischenkühl-pumpen      | 9 BE-Beckenkühler |
| 2 Moderatorkühler         | 6 Nukleare Zwischenkühler           |                   |
| 3 NWA-Zwischenkühl-pumpen | 7 Komponenten-Kühlstellen           |                   |
| 4 NWA-Zwischenkühler      | 8 Gesicherte Nebenkühl-wasserpumpen |                   |

Abb. 4.21: CNA 1; Reaktorkühlung und NKK [4.16], [4.17], [4.32]

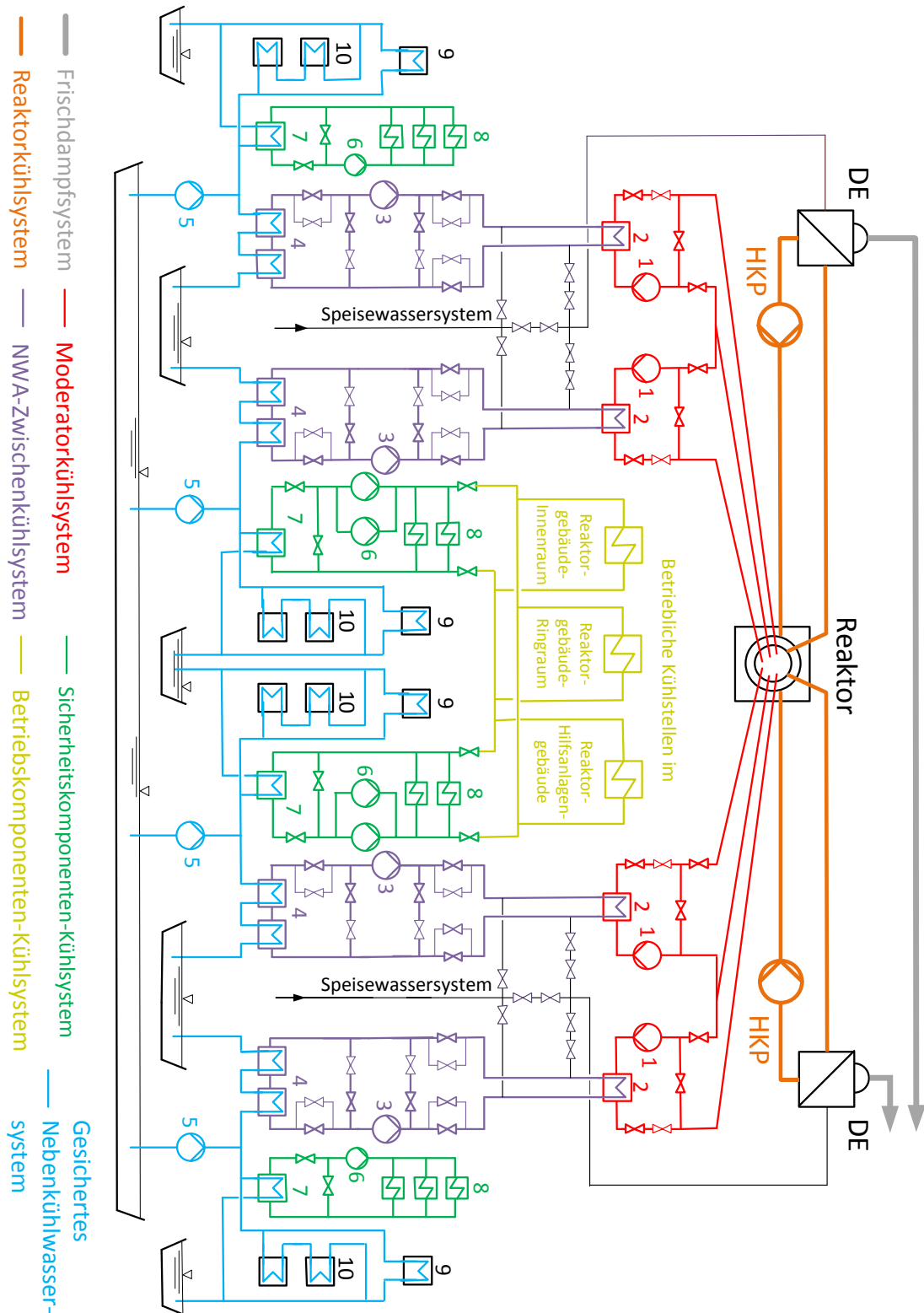
und reaktorbetrieblicher Kühlstellen als einzelner Kreislauf, also ohne Redundanz, konzipiert. Das NWA-ZKS ist mit einer dritten **NWA-Zwischenkühlpumpe** (NWA-ZKP) ausgerüstet, die bei Ausfall einer der beiden regulären Pumpen die Umwälzung im betroffenen Kreislauf übernimmt. Dadurch kann ein, voneinander unabhängiger Betrieb beider Teilsysteme des NWA-ZKS weiterhin aufrechterhalten werden.

Die Rücklaufleitungen der **NWA-Zwischenkühlkreise** (NWA-ZKK) sind zu dem, im Leistungsbetrieb vom Speisewasser durchströmten Bereich um die MOK nicht absperrbar, so daß sich ihnen – auch im Bereitschaftszustand - der Speisewasserdruck aufprägt. Nach Absperrung der Speisewasserleitungen am Austritt der MOK und Übergang in den NWA-Kreislaufbetrieb kann der Wasserhaushalt in den NWA-ZKK (Aufnahme von Ausdehnungswasser bei Aufheizung, Rückspeisung von Kontraktionswasser bei Abkühlung) über Ausgleichsgefäße sowie Ableitungen zum Speisewasserbehälter und Einspeisung aus dem Speisewasserbehälter bzw. Deionatbecken mittels systemzugeordneter Pumpen reguliert werden. Beim äußeren NKK-Glied, dem Gesicherten Nebenkühlwassersystem, ist eine Strangzuordnung noch nicht vollzogen worden. Die drei parallelen Gesicherten Nebenkühlwasserpumpen sind auf eine Sammelleitung aufgeschaltet, von der aus dann alle Zwischenkühler versorgt werden.

### 4.2.1.3 KKW Atucha 2 (CNA 2)

Ein klares Strangtrennungskonzept ist beim KKW CNA 2 verwirklicht (Abb. 4.22). Obwohl die Anlage nur zwei Reaktorkühlkreise besitzt, sind Moderatorkühlsystem und die gesamte NKK 4-strängig aufgebaut, wobei jeder Strang eine Wärmeabfuhrkapazität von 50 % der gesamten, im Auslegungsfall abzuführenden Leistung besitzt. Damit ist das eingangs erwähnte „Reparatur + Einzelfehler“ - Kriterium erfüllt. Neben dem NWA-ZKS besteht hier auch das Nukleare Zwischenkühlsystem aus vier Kreisläufen, die die jeweils strangzugehörigen Kleinverbraucher – also im Wesentlichen Pumpen und ihre Motoren - mit Kühlwasser versorgen. Die Kreisläufe der beiden äußeren Redundanzen in Abb. 4.22 sind außerdem wahlweise auf einige Kühlstellen der BE-Transporteinrichtungen aufschaltbar (in Abb. 4.22 nicht dargestellt). Die Nuklearen Zwischenkühlkreisläufe der beiden inneren Redundanzen in Abb. 4.22 beaufschlagen, in gleicher Weise wie die äußeren, Kühler der aktiven NKK-Komponenten ihres Stranges, und können ebenso - alternierend - mit weiteren Verbrauchern der BE-Handhabung verbunden werden (ebenfalls nicht dargestellt). Darüber hinaus bedient wahlweise jeweils einer der zwei inneren Kreise die nuklearbetrieblichen Wärmetauscher in Reaktor- und Reaktorhilfsanlagen-Gebäude. Zur eindeutigen Identifikation ist dieser Teil des Nuklearen Zwischenkühlsystems seit Einführung des **Kraftwerks-Kennzeichnungssystems** (KKS) als **Betriebskomponenten-Kühlsystem** (BK-KS) bezeichnet, während der Bereich mit den Apparaten, die auch oder ausschließlich zur Störfallbeherrschung und zum Betrieb der NKK relevant sind, das **Sicherheitskomponenten-Kühlsystem** (SK-KS) genannt wird.

Die Auslegung des NWA-ZKS ermöglicht nach Abschaltung der Anlage – wenn erforderlich - eine sofortige Übernahme der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlsystem ohne Zuhilfenahme von DE-Bespeisung. Um die maximal mögliche Wärmeabfuhrkapazität zu realisieren, sind die Bypässe um MOK und NWA-ZK innerhalb des NWA-ZKS zu schließen. Sieht es der Anforderungsfall für die NKK vor, das Reaktorkühlsystem in einem gewünschten Temperaturzustand zu halten oder entsprechend einem vorgegebenen Abfahrgradienten abzukühlen, dann erfolgt dies durch Öffnen/Schließen des Bypasses um den MOK (ohne Zwischenstellungen) sowie durch Einstellung bzw. Änderung der Mengenaufteilung durch die Primärseite des



- |                          |                                    |                              |
|--------------------------|------------------------------------|------------------------------|
| 1 Moderatorpumpen        | 5 Gesicherte Nebenkühlwasserpumpen | 9 BE-Beckenkühler            |
| 2 Moderatorkühler        | 6 Nukleare Zwischenkühlpumpen      | 10 Gesicherte Zwischenkühler |
| 3 NWA-Zwischenkühlpumpen | 7 Nukleare Zwischenkühler          |                              |
| 4 NWA-Zwischenkühler     | 8 Komponenten-Kühlstellen          |                              |

Abb. 4.22: CNA 2; Reaktorkühlung und NKK [4.33]

NWA-ZK einerseits und den Bypaß um den Kühler andererseits (Abfahrregelung). Eine bedeutende Weiterentwicklung gegenüber CNA 1 ist die Handhabung des Wasserhaushaltes in den NWA-ZKK. Einrichtungen zur Aufnahme von Ausdehnungswasser und Wiedereinspeisung von Kreislaufwasser bei Abkühlung sowie dem Ersatz von evtl. Leckagen im ersten Zeitraum nach Eintritt eines Störfalles (bis zur Wiederbereitstellung der betrieblichen Versorgung) sind für jeden Kreislauf autark und räumlich voneinander getrennt insgesamt im Reaktorgebäude-Ringraum aufgestellt. Die detaillierte Beschreibung des NWA-ZKS und seiner unterschiedlichen Einsatz- und Betriebsfälle sind Gegenstand von Kapitel 6. Jedes der 4 Teilsysteme des Gesicherten Nebenkühlwassersystems versorgt mit einer Gesicherten Nebenkühlwasserpumpe parallel alle redundanz-zugeordneten Wärmetauscher, also je einen

- NWA-ZK,
- Nuklearen Zwischenkühler,
- Gesicherten Zwischenkühler. Dieser führt die Verlustwärme von Notstromanlage und Kaltwasserzentrale ab, die im sog. Gesicherten Zwischenkühlsystem aufgenommen wird.
- BE-Beckenkühler (real nur 2 BE-Beckenkühler vorhanden, von denen jeder an 2 Gesicherte Nebenkühlwasserpumpen zur wahlweisen Versorgung angeschlossen ist).

### 4.2.2 PLWR-Anlagen

Die Kühlung des Reaktorsystems nach dem Abschalten der Anlage erfolgt beim PLWR in der ersten Phase grundsätzlich über die Dampferzeuger; Ausnahme ist der Kühlmittelverluststörfall oberhalb bestimmter Leckgrößen. Bei jedem Einsatzfall der NKK ist zum Zeitpunkt von deren Kühlungsübernahme die abzuführende Wärmeleistung aus dem Reaktorsystem bereits so gering, daß am (an den) Nachwärmekühler(n) sekundärseitig ein, auf niedrige Temperatur und niedrigen Druck ausgelegtes, zur umgebenden Raumatmosphäre hin offenes Zwischenkühlsystem eingesetzt werden kann. Bei nur einer Systemeinheit (Kreislauf) für das Nukleare Zwischenkühlsystem versorgt dieses parallel zum (bzw. zu den) Nachwärmekühler(n) die weiteren sicherheitstechnischen sowie betriebliche Kühlstellen. Ist die NKK zumindest bis einschließlich des Nuklearen Zwischenkühlsystems mehrsträngig aufgebaut, dann sind zwei Kreisläufe so konzipiert, daß sie - alternierend - neben ihren strangzugeordneten sicherheitstechnischen Verbrauchern auch gleichzeitig die Gesamtheit der nuklearbetrieblichen Kühlstellen mit Kühlwasser versorgen können.

#### 4.2.2.1 KKW Obrigheim (KWO)

Das Nukleare Nachwärmeabfuhrsystem der komplett 1-strängigen NKK entnimmt Medium aus einem der beiden Reaktorkühlkreise und speist es gekühlt in den anderen zurück. Es enthält zwei parallel geschaltete Nachkühlpumpen sowie zwei Nachwärmekühler, die sekundärseitig beide in den einzigen Nuklearen Zwischenkühlkreislauf eingebunden sind. Die Anzahl der vorhandenen Zwischenkühlpumpen konnte aus den verfügbaren Unterlagen nicht eindeutig entnommen werden, deshalb die Darstellung einer zweiten Pumpe nur punktiert.

Besonderheiten von KWO sind

- die Nutzung der Nachwärmekühler als ND-Kühler für das Volumenregelsystem im Leistungsbetrieb der Anlage (in Abb. 4.23 nicht dargestellt), und
- zwei zusätzlich installierte Notkühlwasserpumpen (neben den 2 x 100 % Nebenkühlwasserpumpen).

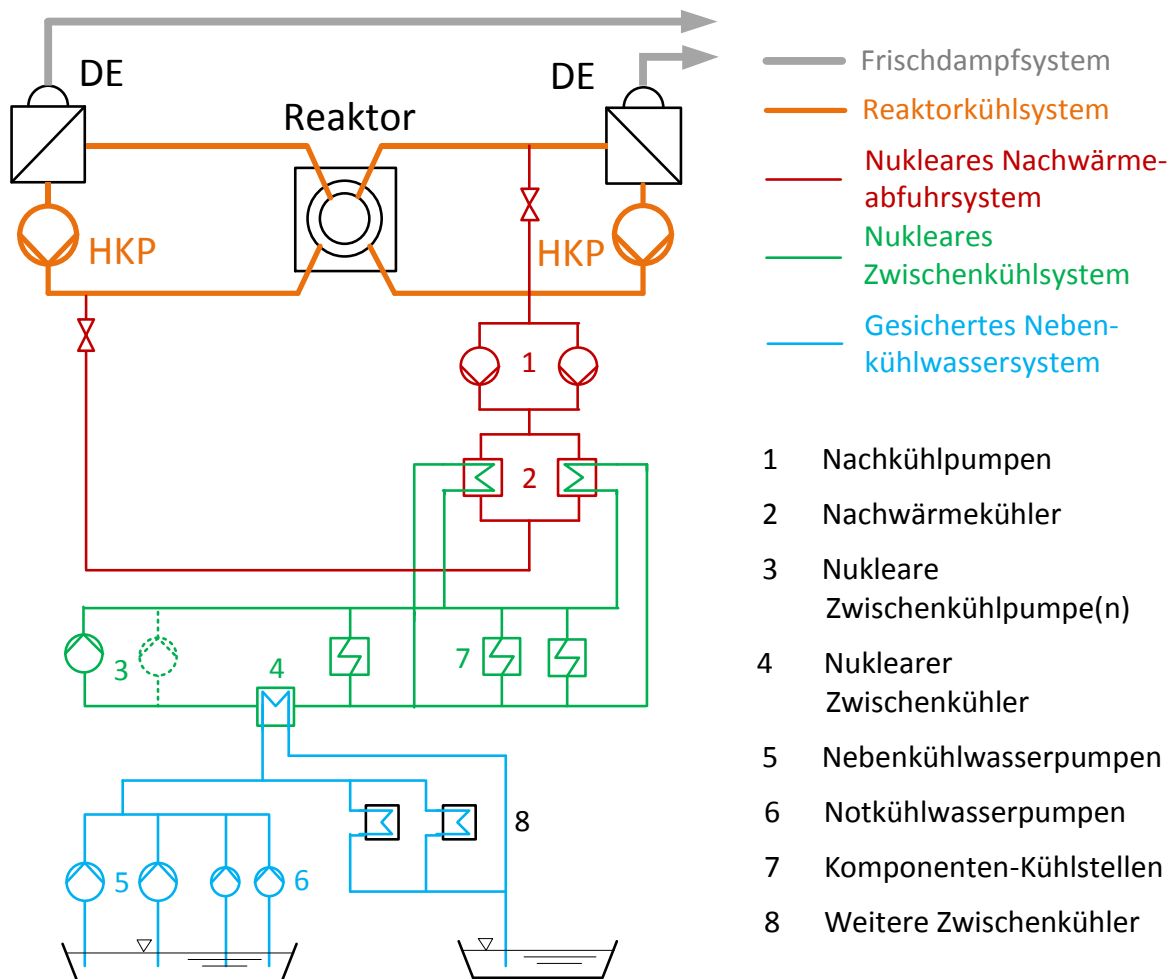


Abb. 4.23: KWO; Reaktorkühlung und NKK [4.7]

#### 4.2.2.2 KKW Stade (KKS)

Das Nukleare Nachwärmeabfuhrsystem als inneres Glied der NKK ist 2-strängig - aber noch vermascht - ausgeführt, mit je einem Nachkühler und zwei parallel geschalteten Nachkühlpumpen pro Strang. Die Kühlmittel-Entnahme erfolgt für jeden der beiden Stränge aus je einem Reaktorkühlkreislauf (Loop) zwischen Reaktor und DE („heißer“ Weg), die Einspeisung ist sowohl „kalt“ zwischen DE und HKP von je 2 Reaktorkühlkreisen als auch in den „heißen“ Weg je eines Loops möglich. Die weiteren NKK-Glieder bestehen, wie bei KWO, aus jeweils nur einer Systemeinheit, jedoch mit schaltungstechnischen Besonderheiten.

Diese sind:

- Drei parallel angeordnete Nukleare Zwischenkühlpumpen (vermutlich 3 x 50 %).
- Drei parallel geschaltete Nukleare Zwischenkühler (3 x 50 %).  
Die Hintergründe dieser speziellen Lösung konnten nicht ermittelt werden. Es wird davon ausgegangen, daß die einzelnen Kühler je nach Bedarf zugeschaltet wurden.
- Neben den 3 Zwischenkühlkreispumpen lt. [4.22] zusätzlich zwei Not-Zwischenkühlkreispumpen (in Abb. 4.24 nicht dargestellt).
- Drei parallel angeordnete Nebenkühlwasserpumpen (vermutlich 3 x 50 %).



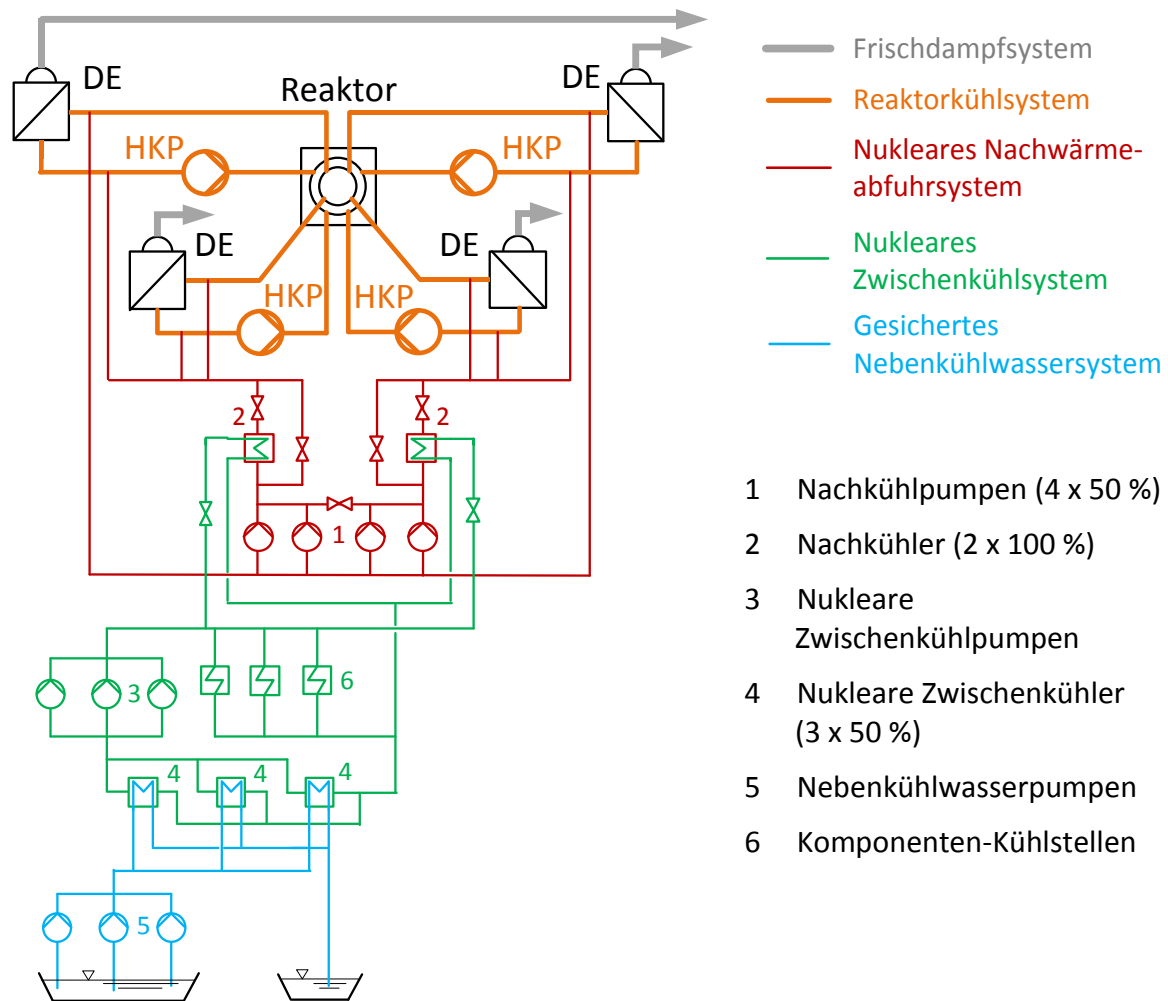


Abb. 4.24: KKS; Reaktorkühlung und NKK [4.22], [4.34], [4.35]

#### 4.2.2.3 KKW Biblis Block A (KWB-A)

Mit KWB-A nahm die NKK bereits 1975 die Gestalt an, die in der Folgezeit – mit einer sicherheitstechnisch bedeutenden Ergänzung – zum Standard wurde und seitdem für alle nachfolgenden PLWR-Anlagen verwendet wird. Dabei entspricht die Zahl der Nachkühlstränge üblicherweise, aber nicht zwangsläufig, der Anzahl der Reaktorkühlkreise. Für Kraftwerksblöcke > 1000 MWel (also auch für das EPR-Konzept ( $\geq 1600$  MWel)) sind zur Dampferzeugung 4 DE und somit 4 Loops erforderlich; dementsprechend besteht auch deren NKK aus vier voneinander unabhängigen Strängen mit einer Wärmeabfuhrkapazität von je 50 %, bezogen auf den Auslegungsfall. (Anmerkung: Auch für KKW-Einheiten mit nur 3 Loops kann diese 1 zu 1-Zuordnung von Loop- und Strangzahl ohne Abstriche an der Sicherheitsphilosophie realisiert werden, wenn die Wärmeabfuhrkapazität jedes Stranges von 50 % auf 100 % angehoben wird.)

In Abb. 4.25 sind die beiden innen liegenden Zwischenkühlkreisläufe für die abwechselnd mögliche Versorgung des BK-KS konzipiert. Hierfür ist neben der notstromgesicherten Nuklearen Zwischenkühlpumpe eine zweite Pumpe gleicher Ausführung parallelgeschaltet, die bei hohem Kühlwasserbedarf des BK-KS zusätzlich in Betrieb genommen wird.

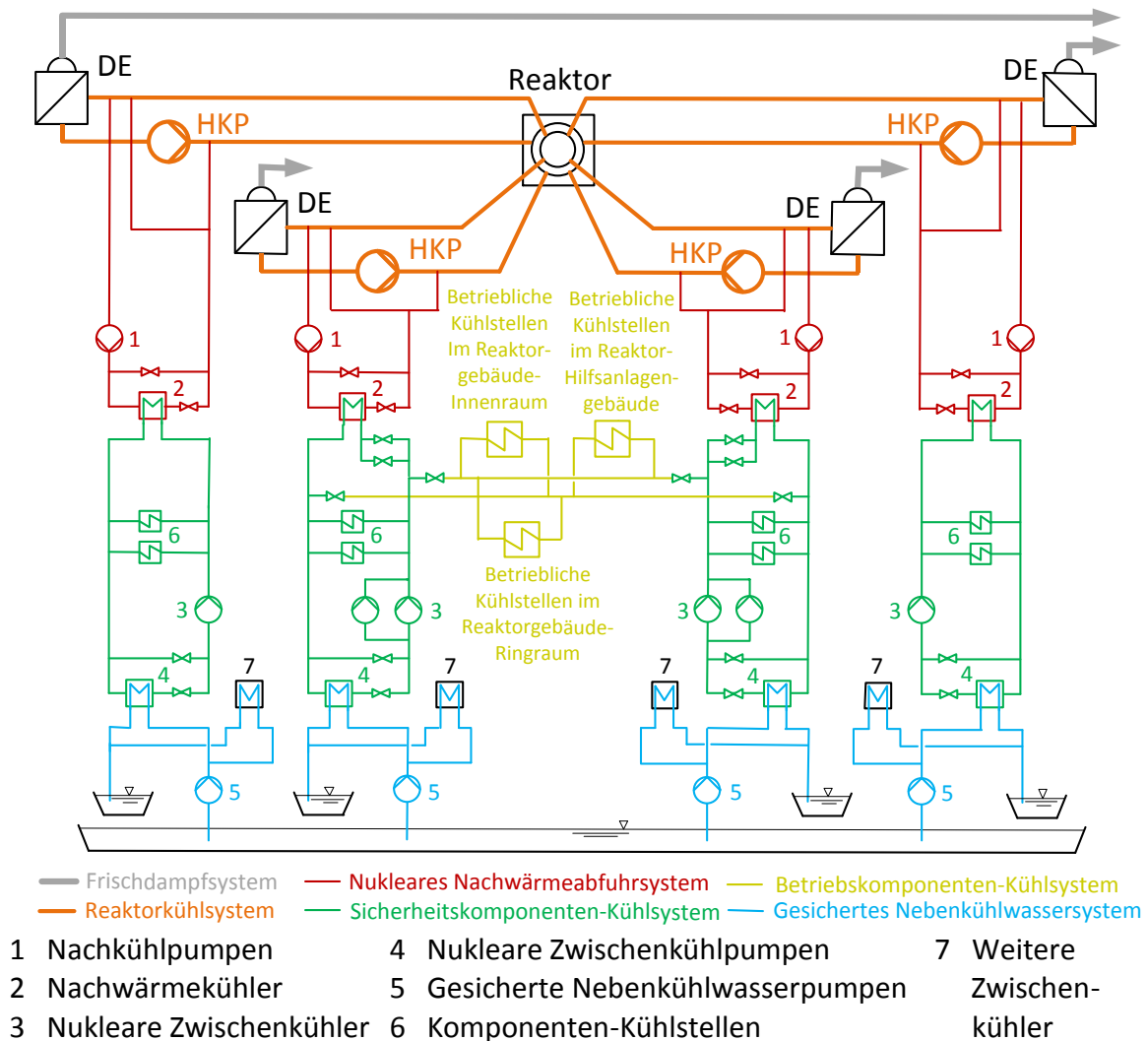


Abb. 4.25: KWB-A; Reaktorkühlung und NKK [4.23], [4.36]

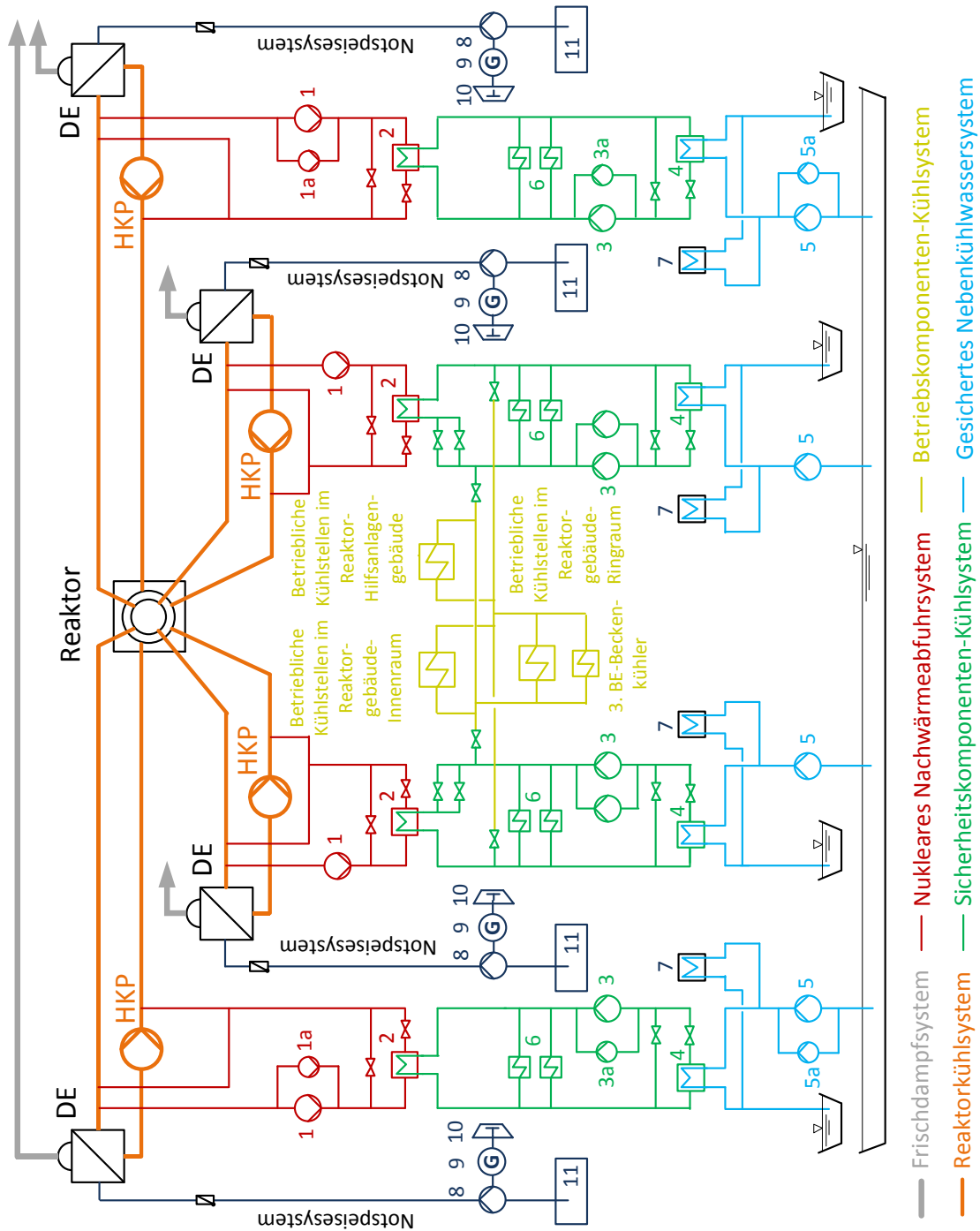
#### 4.2.2.4 DWR 1300 MW-Klasse (DWR 1300 MW)

Die zunehmenden sicherheitstechnischen Anforderungen, niedergelegt z.B. in [4.39], [4.40], und [4.41], insbesondere

- die gesteigerte Aufmerksamkeit für das BE-Becken-Inventar als Aktivitätsquelle, und
- die Aufnahme von „Zivilisationsbedingten Äußeren Einwirkungen“ (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwellen, Einwirkungen Dritter) als zu beherrschende Störfälle

fürten sowohl für die Systemtechnik der DE-Bespeisung als auch für die NKK zu gravierenden Erweiterungen. So wurde mit dem Notspeisesystem eine, vom Speisewasserbehälter und vom Haupt-Notstromnetz unabhängige Möglichkeit der kurz- und mittelfristigen Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlsystem über die DE geschaffen. Für die anschließende Langzeitkühlung über die sog. Not-Nachkühlkette sind in zwei NKK-Strängen parallel zu den bestehenden Pumpen

- im Nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem die Beckenkühlpumpe, die dabei als „Not-Nachkühlpumpe“ agiert,
- im Nuklearen Zwischenkühlsystem eine Not-Zwischenkühlpumpe, und
- im Gesicherten Nebenkühlwassersystem eine Not-Nebenkühlwasserpumpe



- |                               |   |                    |
|-------------------------------|---|--------------------|
| 1 Nachkühlpumpen              | 5 Gesicherte Nebenkühlwasserpumpen          |                    |
| 1a Beckenkühlpumpen           | 5a Notnebenkühlwasserpumpen                 |                    |
| 2 Nachwärmekühler             | 6 Sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen |                    |
| 3 Nukleare Zwischenkühlpumpen | 7 Gesicherte Zwischenkühler                 |                    |
| 3a Notzwischenkühlpumpen      | 8 Notspeisepumpen                           | 10 Notspeisediesel |
| 4 Nukleare Zwischenkühler     | 9 Notspeisegeneratoren                      | 11 Deionatbehälter |

Abb. 4.26: DWR 1300 MW; Reaktorkühlung und NKK [4.37], [4.38]

installiert. Die Stromversorgung dieser Aggregate erfolgt im Anforderungsfall über die Notspeise-Generatoren, die - nach Abkopplung der Notspeise-Pumpen - von den Notspeise-Dieseln angetrieben werden. Die BE-Beckenkühlung, bei den PLWR-Vorgängeranlagen noch als Einzelkreislauf unabhängig vom Nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem aufgebaut (1 BE-Beckenkühler, 2 x 100 % BE-Beckenkühlpumpen) und vom Nuklearen Zwischenkühlsystem versorgt, wurde beim DWR 1300 MW mit dem Nachwärmeabfuhrsystem verknüpft. Dabei können in zwei der vier Nachkühlstränge die Nachwärmekühler in Doppelfunktion alternierend auch als BE-Beckenkühler eingesetzt und über die o.g. Beckenkühlpumpen betrieben werden. Bei einem Wechsel zwischen den beiden Betriebsweisen wird jedoch unvermeidbar BE-Beckenwasser mit Reaktorkühlmittel, nach Kühlmittelverluststörfall mit Sumpfwasser, vermischt. Mit Installation eines weiteren, aber separaten BE-Beckenkühlkreislaufes (lt. [4.41] explizit vorgeschrieben) und dessen Einbindung in das BK-KS wird einmal die Kühlbarkeit des BE-Beckens im mittleren und äußeren NKK-Glied auf alle vier Redundanzen erweitert. Zum anderen wird die Notwendigkeit der Umschaltung von Reaktor- auf BE-Beckenkühlung und umgekehrt und damit der o.g. Eintrag von Sumpfwasser in das BE-Becken nach einem Kühlmittelverluststörfall probabilistisch minimiert. Während des BE-Wechsels, also hohem Wärmeanfall im BE-Becken, kann dieser 3. BE-Beckenkühlkreislauf zur Unterstützung der verknüpften Kühlkreise herangezogen werden; im Leistungsbetrieb der Anlage – bei ausreichendem Kühlwasserangebot durch das BK-KS und normalen bzw. niedrigen Nebenkühlwassertemperaturen – reicht evtl. sein Betrieb allein zur Kühlung des BE-Beckens aus.

### 4.2.3 Vergleich CNA 2 – DWR 1300 MW

Der aktuelle Stand der Technik der NWA-Konzepte beider KKW-Varianten deutscher Herkunft – PHWR und PLWR – wird anhand von CNA 2 und DWR 1300 MW direkt gegenübergestellt. Dafür werden für die Systeme der NKK deren Aufbau und Aufgaben, ihr Status während des Leistungsbetriebes der Anlage (Betrieb oder Einsatzbereitschaft) sowie ihre Aktivitäten zur Beherrschung von Stör- und Schadensfällen verglichen.

Tab. 4.6 faßt die Funktionen der NKK-Systeme von CNA 2 und DWR 1300 MW für die wichtigsten Einsatzfälle zusammen.

#### 4.2.3.1 Wesentliche systemtechnische NKK-Konzeptunterschiede

Im Folgenden werden – getrennt nach den einzelnen Gliedern der NKK – die (z.T. auch schon in den vorangegangenen Kapiteln 4.2.1.3 und 4.2.2.4 beschriebenen) Systemfunktionen erläutert.

##### **Moderatorkühlsystem (CNA 2) - Nukleares Nachwärmeabfuhrsystem (DWR 1300 MW)**

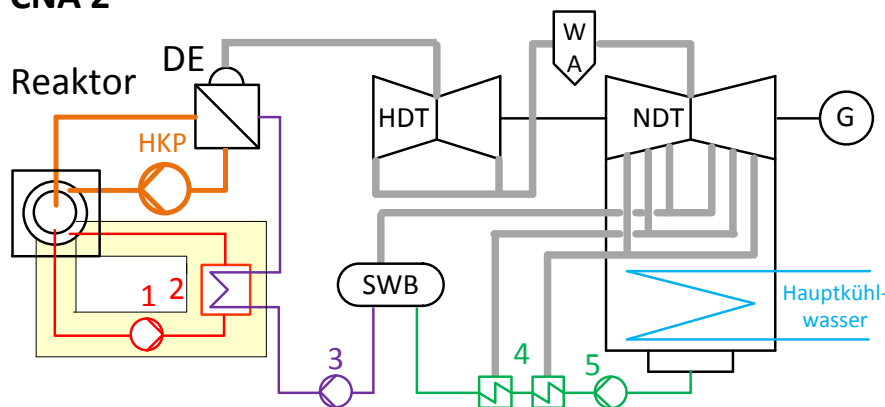
Dem Nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem des DWR 1300 MW in Mitteldruck/Mitteltemperatur-Auslegung steht das Hochdruck/Hochtemperatur-Moderatorkühlsystem von CNA 2 gegenüber. Beide Systeme haben – wie bereits beschrieben - Mehrfachfunktionen. Während zwei der Nachkühlkreisläufe des DWR 1300 MW an das BE-Becken angeschlossen sind, um im Bedarfsfalle Beckenwasser zu kühlen und hierzu eigene Beckenkühlpumpen installiert haben, arbeiten die MOK von CNA 2 im Leistungsbetrieb der Anlage als HD-Vorwärmer für das Speisewasser. Für einen ganzheitlichen Vergleich ist deshalb auch der Wasser/Dampf-Kreislauf mit einzubeziehen, der sich dadurch bei CNA 2 erheblich vereinfacht (Abb. 4.27). Neben den Wärmetauschern des HD-Vorwärmers entfallen folglich auch die Anzapfstellen am HD-

Teil der Dampfturbine sowie die verbindenden Dampfleitungen. Ein weiterer wichtiger systemtechnischer Unterschied besteht darin, daß das Moderator Kühlsystem selbst – im Gegensatz zum Nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem - keine Regelaufgabe bzgl. der abzuführenden Wärmeleistung übernimmt. Beim DWR 1300 MW kann hierzu ein Teil der Fördermenge der Nachkühl- bzw. der Beckenkühlpumpe im Bypass um den Nachwärmekühler geleitet werden. Bei CNA 2 erfolgt die Regelung

- der Moderator temperatur im Leistungsbetrieb der Anlage auf der Sekundärseite des MOK,
- der abzuführenden Leistung beim Betrieb der NKK auf der Primärseite des NWA-ZK,

jeweils durch Aufteilung der Gesamtfördermenge auf Kühler und Bypass. Bei einem Störfall durch „Zivilisatorische Äußere Einwirkung“ arbeiten die BE-Beckenkühlpumpen des DWR 1300 MW als „Not-Nachkühlpumpen“ innerhalb der sog. Not-Nachkühlkette. Bei CNA 2 ist das gesamte Störfallspektrum mit der, für alle anderen Betriebs- oder Störfälle aufgebauten NKK-Technik abgedeckt, es sind also keine zusätzlichen Einrichtungen erforderlich.

### CNA 2



- 1 Moderatorpumpe
- 2 Moderatorkühler
- 3 Hauptspeisepumpe
- 4 ND-Vorwärmer
- 5 Hauptkondensatpumpe
- 6 HD-Vorwärmer

- G Generator  
 DE Dampferzeuger  
 HKP Hauptkühlmittelpumpe  
 SWB Speisewasserbehälter  
 WA Wasserabscheider  
 ZÜ Zwischenüberhitzer  
 HDT Hochdruckteil Dampfturbine  
 NDT Niederdruckteil Dampfturbine

### DWR 1300 MW

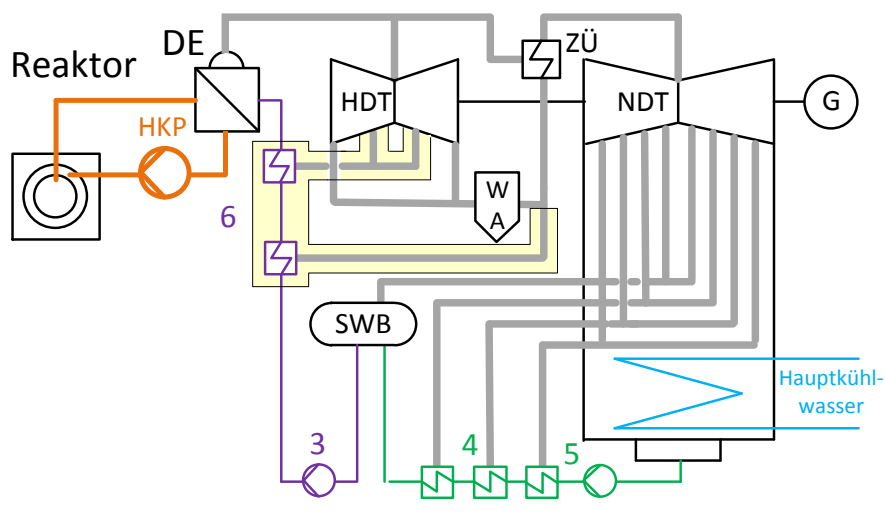


Abb. 4.27: CNA 2–DWR 1300 MW; Direktvergleich Wasser/Dampf-Kreislauf

### **NWA-Zwischenkühlsystem (CNA 2) - Nukleare Zwischenkühlsysteme (CNA 2, DWR 1300 MW)**

Bei CNA 2 muß neben dem NWA-ZKS jedem der 4 Nachkühlstränge auch ein **Sicherheitskomponenten-Kühlkreislauf (SK-KK)** als Teil des Nuklearen Zwischenkühlsystems zugeordnet sein, der als Servicesystem die strangzugehörigen Kühlstellen der sicherheitstechnisch wichtigen Pumpen mit Kühlwasser versorgt. Außerdem sind jeweils einem Kreislaufpaar weitere, zu kühlende Systeme zugeteilt, deren Versorgung wahlweise von einem der beiden zusammengekoppelten Kreise durchgeführt wird. Beim DWR 1300 MW werden beide Funktionen – mittleres Glied der NKK und Servicesystem für sicherheitstechnisch wichtige Komponenten zu sein – allein vom SK-KS erfüllt. Außerdem enthalten zwei der SK-KK des DWR 1300 MW je eine Not-Zwischenkühlpumpe zum Betrieb der Not-Nachkühlkette. Das BK-KS, sowohl bei CNA 2 als auch beim DWR 1300 MW an die beiden anderen der vier SK-KK angebunden - versorgt beim DWR 1300 MW zudem einen dritten, separaten BE-Beckenkühler mit Kühlwasser.

### **Gesicherte Nebenkühlwassersysteme (CNA 2, DWR 1300 MW)**

Systemtechnische Hauptunterschiede zwischen CNA 2 und DWR 1300 MW bestehen

- in der Anzahl der in jedem Teilsystem parallel zu versorgenden Wärmetauscher, und
- in der Zahl der Pumpen, die das System enthält.

Bei CNA 2 ist neben der Parallelversorgung von NWA-ZK, Nuklearem Zwischenkühler und Gesichertem Zwischenkühler in jedem Teilsystem auch noch ein Anschluß an einen der beiden BE-Beckenkühler vorgesehen. Die BE-Beckenkühlung bei CNA 2 ist – im Gegensatz zum DWR 1300 MW - vollständig unabhängig von der Wärmeabfuhr über die NKK aufgebaut. Hier geben die BE-Beckenkühler (Nr. 9 in Abb. 4.22 und Abb. 4.28 oben) die abzuführende Wärme nicht an ein Zwischenkühlsystem, sondern direkt an das Gesicherte Nebenkühlwasser ab. (Je einer der beiden Beckenkühler kann alternierend von zwei Teilsystemen des Gesicherten Nebenkühlwassersystems beaufschlagt werden; deshalb sind in den Abb. 4.22 und 4.28 oben – nur zur Veranschaulichung der Versorgbarkeit - vier Beckenkühler eingezeichnet). Beim DWR 1300 sind zur Vervollständigung der Not-Nachkühlkette zwei Teilsysteme zusätzlich mit je einer Not-Nebenkühlwasserpumpe ausgerüstet.

### **4.2.3.2 Einsatz von NKK-Systemen im Leistungsbetrieb der Anlage**

Der Bedarf an elektrischer Energie für die zu betreibenden Pumpen der NKK-Systeme während des Leistungsbetriebes der Anlage beeinflußt direkt den Nettowirkungsgrad und damit die wirtschaftliche Attraktivität des Kraftwerkes.

Aus Abb. 4.28 ist ablesbar, welche bzw. wieviel Teilsysteme innerhalb der NKK während des Kraftwerk-Normalbetriebs im Einsatz sein müssen.

Dabei bedeuten:

- dick gezeichnete Teilsysteme und Komponenten:      Betrieb immer erforderlich
- dünn gezeichnete Teilsysteme und Komponenten:      Einsatzbereitschaft
- dünn gezeichnete Wärmetauscherumrandung:      Wärmetauscher sekundärseitig durchströmt, kein Wärmeeintrag.

Bei CNA 2 führen die ständig laufenden MOP dazu, daß deren Kühlstellen – stranggetrennt – immer mit Kühlwasser vom Nuklearen Zwischenkühlsystem versorgt und die dabei aufgenom-

mene Wärme an das Gesicherte Nebenkühlwassersystem abgegeben werden muß. Deshalb sind neben dem gesamten Moderator Kühlsystem auch alle Teilsysteme des Nuklearen Zwischenkühlsystems und des Gesicherten Nebenkühlwassersystems ständig zu betreiben. Bezüglich der Wärmeabfuhrkapazität tatsächlich – annähernd oder insgesamt – ausgelastet ist aber nur der Strang, der gleichzeitig an das BK-KS mit seinem permanenten Wärmeeintrag angeschlossen ist. Vom NWA-ZKS stehen die Kreislaufbereiche der 4 Teilsysteme, die im Leistungsbetrieb der Anlage nicht von Speisewasser durchströmt und hiervon abgetrennt sind, immer in Bereitschaft zur Kühlungsübernahme.

Für den DWR 1300 MW stellt der untere Teil von Abb. 4.28 den Minimalaufwand an zu betreibenden Teilsystemen der NKK im Leistungsbetrieb dar. Es wird dabei unterstellt, daß

- für die Kühlung des BE-Beckens **der** Beckenkühlkreislauf ausreicht, der an das BK-KS angeschlossen ist. Anderenfalls müßte dafür - zusätzlich oder ausschließlich - einer der äußeren Stränge zur BE-Beckenkühlung betrieben werden,
- der Betrieb einer der vier Kältemaschinen des Kraftwerks (die 4-fach redundant vom sog. „Zwischenkühlwassersystem für Gesicherten Bereich“ versorgt werden,) ausreicht und damit nur einer der Gesicherten Zwischenkühler (Nr. 7 in Abb. 4.26 und Abb. 4.28 unten) vom Nebenkühlwasser durchströmt werden muß. Ist dies nicht der Fall, dann müssen zusätzliche Teilsysteme des Gesicherten Nebenkühlwassersystems zugeschaltet werden.

### 4.2.3.3 Sicherheitstechnischer Vergleich der NWA-Konzepte

Für die Beherrschung von Kühlmittelverlust-Störfällen oberhalb bestimmter Leckgrößen

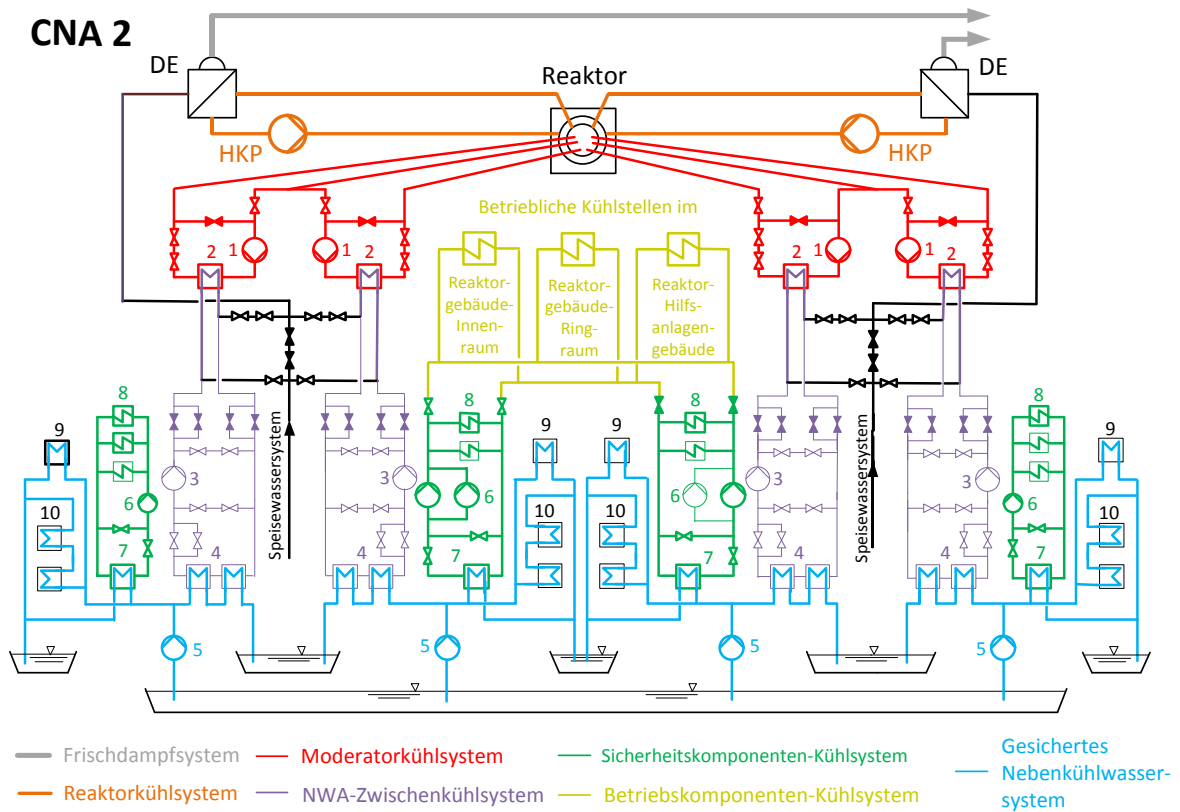
- in der ersten Phase nach Störfalleintritt durch das Sicherheitseinspeisesystem (beim DWR 1300 MW als Teil des Nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems), und
- im Langzeitbereich durch die NKK (mit Betrieb von MOP bzw. Nuklearer Nachkühlpumpe)

sind die Grundkonzepte von CNA 2 und DWR 1300 MW in großen Teilen identisch, wenn auch in der Detailausführung der dafür erforderlichen Komponenten Unterschiede bestehen. So sind die, bei allen DWR-Anlagen zum Sicherheitseinspeisesystem gehörenden Druckspeicher und Flutwasser-Behältnisse auch bei CNA 2 zur D2O-Ersparnis mit Leichtwasser gefüllt. Dies hat jedoch zur Folge daß zur Vermeidung von Fehleinspeisungen, die Reaktorkühlmittel und Moderator mit H<sub>2</sub>O kontaminieren und damit evtl. für den Reaktorbetrieb unbrauchbar machen könnten, umfangreiche Vorkehrungen zu treffen sind, die beim DWR 1300 MW nicht notwendig sind.

Für alle anderen Störfälle ist beim DWR 1300 MW die Funktion von DE unmittelbar nach Störfalleintritt unverzichtbar. Ist deren Bespeisung aus dem Speisewasserbehälter – z. B. aufgrund einer „Zivilisationsbedingten Einwirkung von Außen“ - nicht möglich, dann kommt das sog. Notspeisesystem zum Einsatz, dessen stranggetrennte Notspeise-Pumpen, die von zusätzlichen Notspeise-Dieseln angetrieben werden, aus separaten Deionatbecken ansaugen. Für die Langzeitkühlung ist wiederum auf die NKK, bei deren Nicht-Verfügbarkeit auf die Not-Nachkühlkette umzuschalten, deren Pumpen (Beckenkühl-, Not-Zwischen- und Not-Nebenkühlwasserpumpen) – nach Abkopplung der Notspeise-Pumpen – über die Notspeise-Generatoren ebenfalls von den Notspeise-Dieseln angetrieben werden.

Das herausragende, sicherheitstechnische Merkmal von CNA 2 ist, daß die Reaktorkühlung sofort nach Störfalleintritt – bei Kühlmittelverlustfällen mit großen/mittleren Lecks nach der Sicherheitseinspeisung der Druckspeicherinhalte und der Entleerung der Flutbehälter in den

#### 4 Reaktorkühlung und Nachkühlkette von PHWR und PLWR



#### DWR 1300 MW

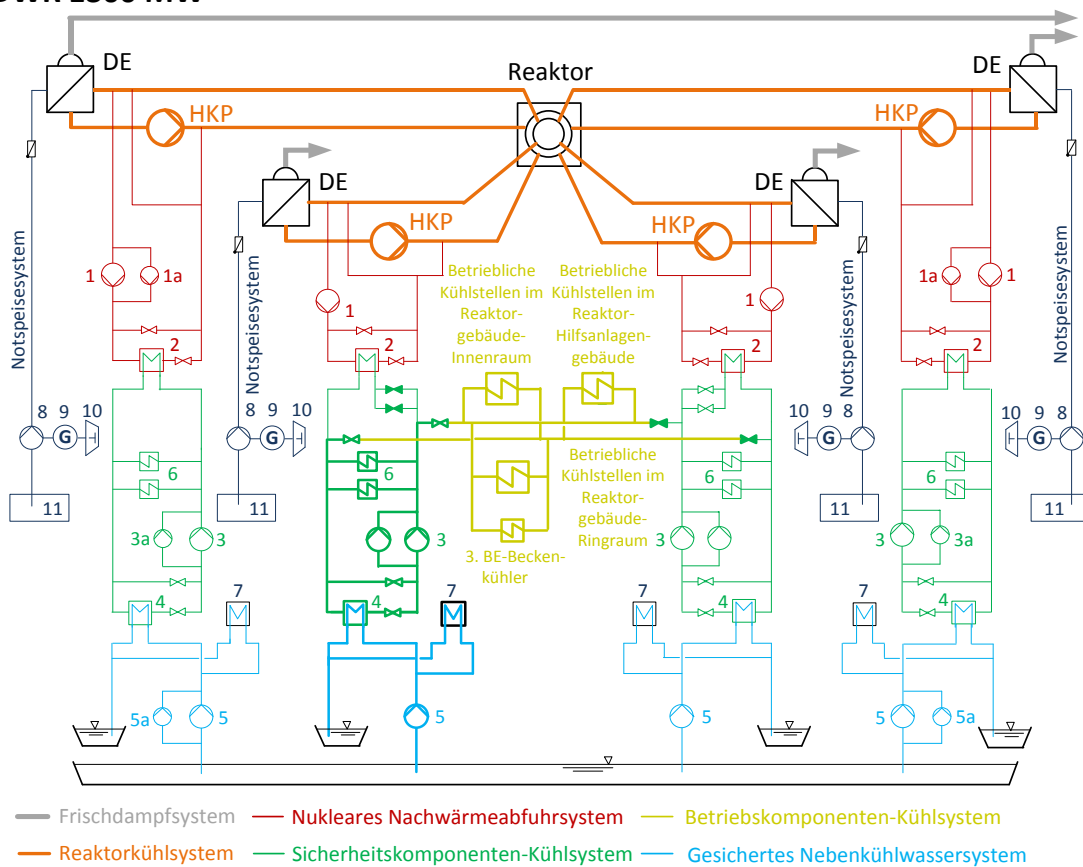


Abb. 4.28: CNA 2 – DWR 1300 MW; Vergleich NKK (Legende: siehe Abb. 4.22 und Abb. 4.26)



Reaktorgebäude-Sumpf – allein von der NKK übernommen werden kann. Eine Abhängigkeit von weiterer DE-Bespeisung ist nicht mehr gegeben, womit die sicherheitstechnische Bedeutung der DE relativiert wird. Bleiben jedoch Reaktorkühlkreislauf sowie DE-Funktion nach einem Störfall intakt, so können sie prinzipiell auch zur anfänglichen NWA eingesetzt werden. Eine sofortige Übernahme der Reaktorkühlung durch die NKK bedeutet auch, daß Umschaltvorgänge zwischen Kurzzeit- und Langzeitkühlung entfallen können und evtl. damit verbundene Fehlbedienungen vermieden sind.

Zur allzeit sicheren Stromversorgung der aktiven NKK-Organen (Pumpen, Armaturen) sind diese an das Notstromnetz angeschlossen.

NKK-Glied	CNA 2		DWR 1300 MW
<b>System (Auslegung)</b>	<b>Moderator Kühlsystem (HD/HT)</b>		<b>Nachkühlkreislauf (MD/MT)</b>
<b>Funktionen</b>			
- Leistungsbetrieb	Moderator kühlung (Temperaturregelung) → Speisewasser-Vorwärmung		BE-Becken kühlung, wenn notwendig (1 NWK, 1 BKP)
- Abfahren, - Stillstand	Nachwärmefuhr (NWA) aus dem Reaktorkühlsystem (RKS)		Nachwärmefuhr (NWA) aus dem RKS,
- Anlagenstörfälle	über die Moderator kühler (MOK)		BE-Becken kühlung, wenn notwendig
- Zivilisatorische Einwirkung von Außen	Beherrschung des anzunehmenden Notfallspektrums mit der Systemtechnik für andere Störfälle (einschl. Notstromfall) abgedeckt		NWA aus dem RKS und dem BE-Becken (BE-B) über die "Notnachkühlkette" (BKP agieren als "Not-NKP")
NWA Regelung	---		<b>auf der Primärseite des Nachwärmekühlers</b>
<b>System (Auslegung)</b>	<b>NWA-Zwischenkühlsystem (HD/HT)</b>	<b>Nukleartechnische Zwischenkühlkreise (ND/NT)</b>	
<b>Funktionen</b>		<b>Sicherheitskomponenten-Kühlsystem (SK-KS) + Betriebskomponenten-Kühlsystem (BK-KS)</b>	
- Leistungsbetrieb	Speisewasserführung zum/vom Moderator kühler	Versorgung (bzw. Wärmeertrag) von *	Versorgung (bzw. Wärmeertrag) von *
- Abfahren, - Stillstand	Nachwärmefuhr (NWA) aus dem Reaktorkühlsystem	BK-KS, Moderatorpumpen (MOP) und Brennelement-Transportsysteme (BE-TS)	BK-KS und 1 NWK mit 1 BKP in Betrieb, falls BE-Becken kühlung über das BK-KS nicht ausreicht
- Anlagenstörfälle	Beherrschung des anzunehmenden Notfallspektrums mit der Systemtechnik für andere Störfälle (einschl. Notstromfall) abgedeckt	BK-KS, MOP und BE-TS	BK-KS, 3(4) NWK mit NKP/BKP zur NWA in Betrieb
- Zivilisatorische Einwirkung von Außen	<b>auf der Primärseite des NWA-Zwischenkühlers</b>	BK-KS (wenn möglich), MOP, BE-TS, SEP	(BK-KS), 4 SEP, 4 NWK mit NKP zur NWA in Betrieb,
NWA Regelung	---	---	NWA aus dem RKS und dem BE-B über die "Notnachkühlkette" (zusätzlich 2 "Not-ZKP" installiert)
<b>System (Auslegung)</b>	<b>Nebenkühlwassersystem für Gesicherte Anlagen (ND/NT)</b>		
<b>Funktionen</b>	Versorgung von		Versorgung von
- Leistungsbetrieb	Alle verfügbaren		1 (max. 2) Nukleare Zwischenkühler und
- Abfahren, - Stillstand	- Nukleare Zwischenkühler, - Gesicherte Zwischenkühler, - NWA-Zwischenkühler,		1 (max. 2) Gesicherte Zwischenkühler
- Anlagenstörfälle	1 oder beide BE-Becken kühler		Alle verfügbaren Nukleare Zwischenkühler
- Zivilisatorische Einwirkung von Außen	Beherrschung des anzunehmenden Notfallspektrums mit der Systemtechnik für andere Störfälle (einschl. Notstromfall) abgedeckt		Alle verfügbaren Gesicherte Zwischenkühler
NWA Regelung	---		NWA aus dem RKS und dem BE-B über die "Notnachkühlkette" (zusätzlich 2 "Not-NKWP" installiert)

HD/HT: Hochdruck/Hochtemperatur-Auslegung MD/MT: Mitteldruck/Mitteltemperatur-Auslegung ND/NT: Niederdruck/Niedertemperatur-Auslegung  
 NWK: Nachwärmekühler NKP: Nachkühlpumpe BKP: Beckenkühlpumpe SEP: Sicherheits-Einspeisepumpe ZKP: Zwischenkühlpumpe  
 NKWP: Nebenkühlwasserpumpe \*: Verfügbarkeit aller Nachkühlstränge angenommen

Tab. 4.6: CNA 2 - DWR 1300 MW; Funktionen der NKK-Systeme

## 5 Thermodynamische Berechnung der Nachkühlkette von PHWR

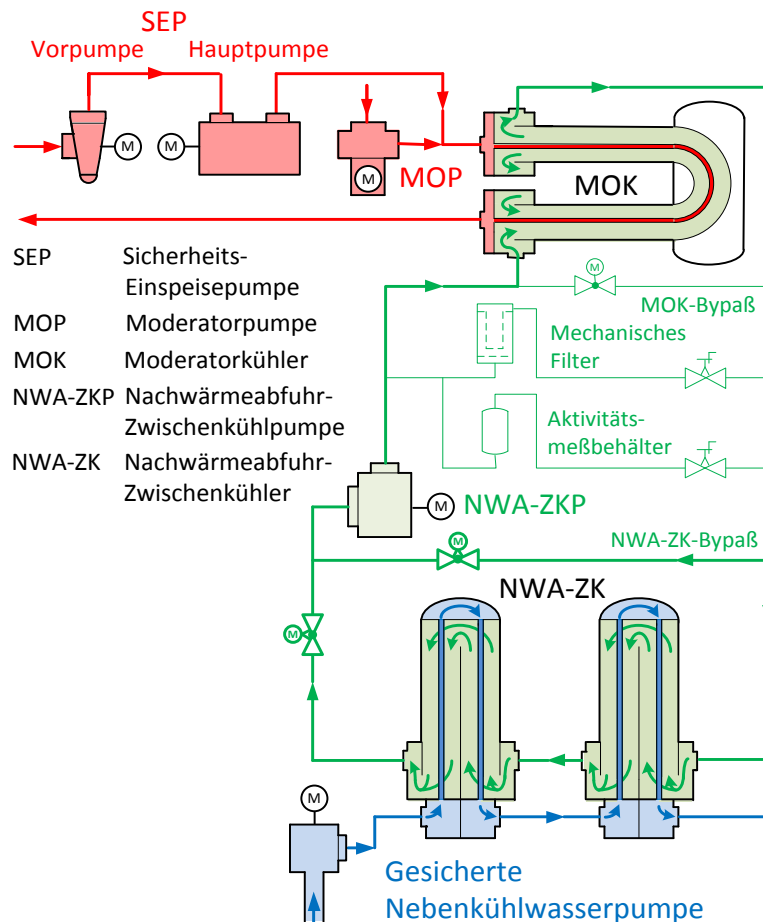
Die Wärmeabfuhrkapazität der NKK ist die Summe der für alle verfügbaren Nachkühlstränge ermittelten Leistungswerte. Die thermodynamische Berechnung erfolgt demnach immer für den einzelnen Strang. Für den normalen Abfahrvorgang der Kraftwerksanlage wird rechnerisch von der Funktionsfähigkeit der gesamten NKK ausgegangen. Bei durchschnittlichen Nebenkühlwasser-Vorlauftemperaturen in Höhe oder unterhalb des Auslegungswertes für den Kondensator der Dampfturbine kann damit der geplante Abkühlgradient bis zum Erreichen des Anlagenzustandes „kalt unterkritisch“ uneingeschränkt eingehalten werden. Liegt die Temperatur deutlich darüber, dann kann sich die Abfuhrdauer entsprechend verlängern. Bei Störfällen sind Reparatur und Einzelfehler zu berücksichtigen, sodaß für deren Beherrschung die noch verbleibenden, intakten Stränge – auch bei maximalen, anzusetzenden Nebenkühlwassertemperaturen - ausreichen müssen.

### 5.1 Auslegungsrandbedingungen

Im Gegensatz zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorsystem über die DE findet bei der NKK keine Änderung des Aggregatzustandes des Wassers als Wärme-Träger und -transporteur statt. Die, in den neuen PHWR-Anlagen eingesetzten Komponenten für MOK und NWA-ZK sind ausschließlich Wasser/Wasser-Rohrbündelwärmetauscher, die im Gegenstromprinzip – mit unvermeidbaren Querstromanteilen in den mantelseitigen Ein-, Aus- und ggfs. Umströmbereichen – arbeiten (Abb. 5.1). Die abführbare Wärmeleistung eines Stranges ist – fast exakt – proportional der Temperaturdifferenz zwischen den Eintrittstemperaturen des Moderators in den MOK und des Gesicherten Nebenkühlwassers in den NWA-ZK. Auslegungsbestimmend für die NKK ist somit nicht zwingend der Einsatzfall mit der höchsten abzuführenden Wärmeleistung, sondern der, bei dem das Verhältnis von Wärmeleistung zu Temperaturdifferenz, unter Berücksichtigung evtl. Unverfügbarkeit einzelner Stränge (Reparatur und/oder Einzelfehler), ein Maximum erreicht. Dies ist bei der Kühlungsübernahme durch die NKK nach einem Kühlmittelverluststörfall mit dem größten, anzunehmenden Leckquerschnitt (bei CNA 2 ein Mittleres Leck der HKL/Moderatorleitung) und Solo-Betrieb der SEP gegeben, da sicherheitstechnisch irrelevante Anlagenzustände, bei denen sich aufgrund ausgeschöpfter Wärmeabfuhrkapazität der NKK nur die Abkühldauer verlängert, dabei unberücksichtigt bleiben. (Bei einem kleinen Leck wird der MOK primärseitig im Parallelbetrieb von MOP und der aus dem Reaktorgebäudesumpf ansaugenden SEP beaufschlagt. Dadurch stellt sich de facto bezüglich MOK-Eintrittstemperatur, Durchsatz und D<sub>2</sub>O/H<sub>2</sub>O-Verhältnis ein nicht exakt definierbarer Zustand ein. Konservativ wird für die Berechnung angenommen, daß am MOK-Eintritt – wie beim Mittleren Leck - ausschließlich die Nennfördermenge der SEP mit Sumpfansaugtemperatur bei reiner D<sub>2</sub>O-Förderung ansteht.) Der gekühlte Massenstrom wird über die Nachkühl-Einspeiseleitungen des Moderatorkühlsystems in das Reaktorsystem zurückgefördert. Die Bypässe innerhalb des NWA-ZKS werden geschlossen, sodaß volle Wärmeabfuhrkapazität der NKK gegeben ist. Thermodynamische Grenzbedingung ist, daß die Sumpftemperatur nach Kühlungsbeginn nicht mehr ansteigt, d.h. zumindest die entstehende Zerfallsleistung abgeführt wird. Die Sumpfabkühlung erfolgt in diesem Fall ungerregelt. Mit der zeitlich abnehmenden Zerfallsleistung wird in gleichem Maß Kapazität zur Abfuhr von Speicherwärme aus dem Sumpf frei, die Temperatur im Reaktorkühlsystem und im Reaktorgebäude-Innenraum sinkt.

Der geschilderte Ablauf setzt voraus, daß die Nebenkühlwasser-Eintrittstemperatur im

Kühlungsverlauf nicht über einen Maximalwert ansteigt. Dieser Wert – gültig nur für Störfälle - wird mit der Standortwahl für das Kraftwerk festgelegt und bei der NKK-Berechnung als Konstante angesetzt. Daneben werden ein, an örtlichen Aufzeichnungen basierender höchster Normalwert sowie ein Minimalwert für die Nebenkühlwasser-Eintrittstemperatur als Grundlage für Normalbetriebsfälle der NKK definiert.



**Abb. 5.1:** CNA 2; Hauptkomponenten eines Nachkühlstranges

Die bei PHWR – im Gegensatz zum PLWR – gegebene Besonderheit der MOK-Funktion im Leistungsbetrieb der Anlage ist auch für die Auswahl der Durchsätze im NKK-Betrieb orientierend. Der MOK ist für den Nennlastbetrieb der Anlage optimiert, d.h. für die Abfuhr des Anteils der Reaktorleistung, der dabei vom Moderator aufgenommen wird. Die dazu umzuwälzende Moderator menge – und damit der primärseitige Durchsatz durch den MOK – ergibt sich aus der Forderung, ein gewünschtes Moderatortemperatur-Niveau zwischen Ein- und Austritt im Moderatortank zu realisieren. Sekundärseitig entspricht der MOK-Durchsatz der Speisewassermenge, die vom Wasser-Dampf-Kreislauf bestimmt ist. Um die damit fixierte Größe und Ausführung des MOK auch thermodynamisch sinnvoll im NKK-Betrieb einzusetzen, wird dessen sekundärseitiger Durchsatz zahlenmäßig nahezu identisch vom Speisewasserbetrieb übernommen. Dadurch ist, nach Addition von fest eingestellten Bypaßströmen von der Vor- zur Rücklaufleitung des NWA-ZKS (Mechanisches Filter, Aktivitätsmeßbehälter), auch der primärseitige Durchsatz durch den NWA-ZK festgelegt. Die Wärmeleistung, die am NWA-ZK abzuführen ist, entspricht der am MOK aufgenommenen zuzüglich des geringen Anteiles,

der durch den Betrieb der NWA-ZKP in das Zwischenkühlwasser eingetragen wird. Konvektions- und Abstrahlungsverluste der isolierten Rohrleitungen und Komponenten bleiben unberücksichtigt. Mit den Werten für Wärmeleistung und Primärdurchsatz ist dann unter Ansatz empfohlener Größen für Strömungsgeschwindigkeiten usw. auch der Sekundärdurchsatz durch den NWA-ZK und damit die max. Nebenkühlwasser-Austrittstemperatur eingegrenzt. Dabei ist auch zu beachten, daß kritische Werte für die eingesetzten, rücklaufseitigen Rohre (Stahl gummiert, bzw. Beton), sowie für Flanschverbindungen und die Rohrreinigungsanlage des NWA-ZK nicht überschritten werden. Auch lokale Dampfbildung im Nebenkühlwasser muß in jedem Fall vermieden werden. Für die konkrete, konstruktive Gestaltung des NWA-ZK sind außerdem die Hochdruck/Hochtemperatur-Auslegung der Mantelseite und die räumlichen Aufstellungsbedingungen des Kühlers von Einfluß. Für CNA 1 und CNA 2 wurde die in Abb. 5.1 gezeigte Zwillingslösung von zwei gleichen, nebeneinander aufgestellten Apparaten realisiert, die sowohl rohr- als auch mantelseitig in Reihe geschaltet sind.

## 5.2 Beschreibung des Berechnungsvorganges

Nachfolgende Beschreibung basiert inhaltlich auf einem Bericht [5.5], der im Zusammenhang mit der Erarbeitung eines FORTAN IV- Programmes zur NKK-Berechnung für PHWR während der ersten Errichtungsphase von CNA 2 (Anfang der 80er Jahre) erstellt wurde. Die darin angewandten Beziehungen für die Wärmeübertragung in den beiden Wärmetauschern MOK und NWA-ZK entsprechen einerseits damals bereits etablierten Gleichungen (MOK), als auch dem zu dieser Zeit aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik (NWA-ZK).

### 5.2.1 Eingabedaten

Die Berechnung ermittelt alle thermohydraulischen Werte, die sich innerhalb eines Nachkühlstranges bei einem ausgewählten Betriebspunkt der NKK einstellen, ist also stationär und nicht dynamisch. Als Eingangsgrößen müssen hierfür gegeben sein:

- die am MOK abzuführende Wärmeleistung (als Festwert oder als Startwert bei iterativer Leistungsermittlung, abhängig vom Betriebsfall),
- die Moderatortemperatur am MOK-Eintritt,
- die Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur,
- die Fördermenge der MOP,
- die Fördermenge der NWA-ZKP,
- die, von der NWA-ZKP in das Zwischenkühlwasser eingebrachte Wärmeleistung,
- der Zwischenkühlwasser-Bypaßstrom um den MOK, der sich aus einem fest eingestellten Strom (Mechanisches Filter, Aktivitätsmeßbehälter) und ggfs. einem Bypaßstrom (MOK-Bypaß) zusammensetzt, der mit Motorarmaturen absperrbar ist. Damit errechnet sich dann der Zwischenkühlwasser-Volumenstrom durch den MOK,
- der Nebenkühlwasser-Volumenstrom durch den NWA-ZK,
- alle Drücke, die rohr- und mantelseitig in den beiden Wärmetauschern herrschen. Die Druckwerte sind in den Temperatur-Arbeitsbereichen der NKK von vergleichsweise geringem Einfluß auf die Berechnungsergebnisse. Es ist deshalb im Allgemeinen ausreichend, jeweils einen charakteristischen Wert für Moderator, NWA-Zwischenkühlwasser und Gesichertes Nebenkühlwasser für alle zu betrachtenden Betriebsfälle zu verwenden.
- erforderliche, konstruktive Daten von MOK und NWA-ZK.

Die Konstruktion des MOK ist aus dessen Auslegung für den Leistungsbetrieb bekannt [4.19]. Mit den Erstanätzen für die Volumenströme von NWA-Zwischenkühlwasser und Nebenkühlwasser sowie Know-How und Erfahrung aus der Gestaltung von Wärmetauschern ähnlicher oder gleichartiger Funktion in Vorgänger-PHWR- oder PLWR-Anlagen ist auch eine Startversion des NWA-ZK festgelegt.

Eine erste Berechnung zeigt, ob damit die Forderung – Abfuhr der eingegebenen Wärmeleistung – erfüllt werden kann. Kriterium hierfür ist, daß bei geschlossenem MOK-Bypaß der Bypaßstrom um den NWA-ZK  $\geq 0$  wird. Ist dies nicht der Fall, dann ist die NWA-ZK-Heizfläche und/oder der Nebenkühlwasser-Volumenstrom zu vergrößern. Ist der Bypaßstrom um den NWA-ZK  $> 0$ , dann können die genannten Werte verringert werden oder es ist die NWA-ZK-Auslegung mit einer zusätzlichen Sicherheit ausgestattet. Auf diese Weise kann iterativ die konkrete Konstruktion des NWA-ZK ermittelt werden.

Ist das Design des Kühlers abgeschlossen, dann dient das Programm im Folgenden zur Berechnung der unterschiedlichen Betriebsfälle der NKK. Hierbei kann mit Hilfe einer Schleifenprozedur die max. abführbare Wärmeleistung automatisch exakt berechnet werden, wobei die Rechnung mit einem eingegebenen Leistungs-Schätzwert beginnt.

### 5.2.2 Theorie der Berechnung

Abb. 5.2 enthält alle, in das Berechnungsprogramm einzugebenden Größen (Doppelrahmen) sowie die gesuchten Ausgabedaten (Einfachrahmen). Daneben werden im Programmoutput die den eingegebenen und errechneten Temperaturen zugeordneten spezifischen Enthalpiewerte „h“ sowie die (mittleren) spezifischen Wärmekapazitäten „c“ der Medien in Rohr- und Mantelseite beider Wärmetauscher ausgedruckt. Mit Übernahme der abzuführenden Leistung durch den MOK (im Auslegungsfall der NKK nur die Zerfallsleistung  $P_2$ ) wird diese – formal – zu einem Wärmestrom und deshalb fortan nicht mehr mit  $P$ , sondern mit  $\dot{Q}$  bezeichnet.

Der gesamte Leistungsbedarf der NWA-ZKP, abzüglich ihrer Mechanischen Verlustleistung, geht in das Fördermedium über. Dabei heizt die Innere Verlustleistung das Fördermedium bereits in der Pumpe selbst auf, die eigentliche Förderleistung überträgt sich durch Reibung im geschlossenen NWA-ZKK auf die umgewälzte Wassermenge. Im Programm werden beide Anteile zusammengefaßt und je zur Hälfte auf Vor- und Rücklauf des NWA-ZKK aufgeteilt. Die eingebrachten Wärmen von MOP/SEP sowie der Gesicherten Nebenkühlwasserpumpe werden nicht explizit behandelt, sondern als in den jeweiligen Vorlaufemperaturen berücksichtigt betrachtet. Für die Ermittlung von Stoffdaten aus thermodynamischen Werten (und umgekehrt) stehen die Wasser-Dampf-Zustandsgleichungen für H<sub>2</sub>O und D<sub>2</sub>O in Form von FORTRAN-Funktionen zur Verfügung [5.1], die – in C++ übersetzt - als Subroutinen in das neu aufgestellte Programm für die NKK-Berechnung eingehen [5.2].

Zur thermodynamischen Berechnung des Nachkühlstranges lassen sich

- Energie- und Massenbilanzen für die Medienströme im Kreislauf aufstellen, und
- Betriebscharakteristiken für die beiden Wärmetauscher MOK und NWA-ZK aus deren Konstruktion in Verbindung mit den in ihnen herrschenden Betriebswerten ermitteln. Diese (dimensionslosen) Kennwerte werden auch als Erwärmungs- oder Güte-Grad bezeichnet [5.3].

Mit den so aufgestellten Beziehungen stehen ausreichend, voneinander unabhängige Gleichungen zur Ermittlung aller Unbekannten zur Verfügung.

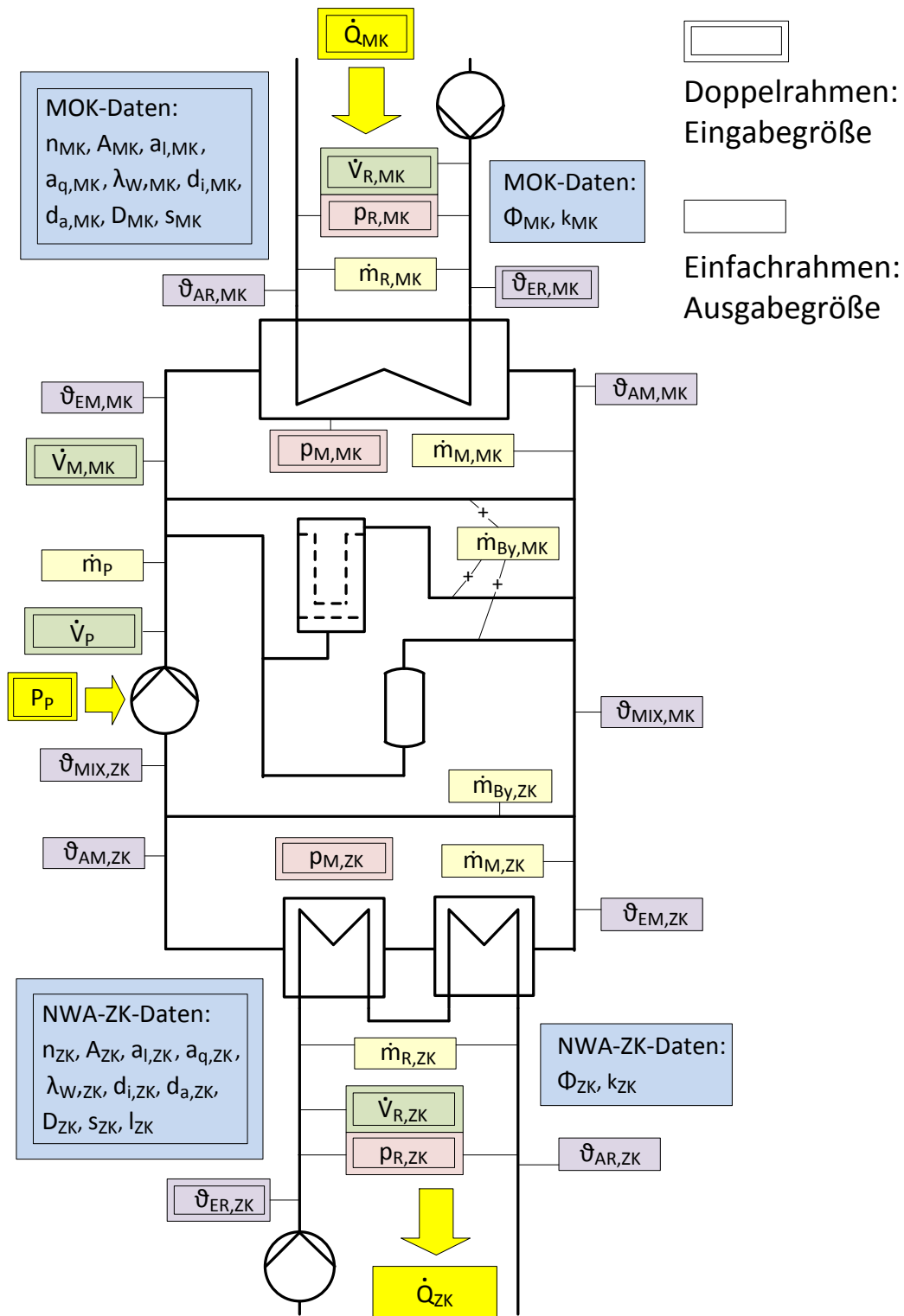


Abb. 5.2: PHWR, NKK-Berechnung; Ein- und Ausgabewerte

In Tab. 5.1 sind alle Ein- und Ausgabegrößen sowie die in allen nachfolgenden Formeln verwendeten Zeichen mit ihren Einheiten und ihrer Bedeutung alphabetisch zusammengestellt.

## 5 Thermodynamische Berechnung der Nachkühlkette von PHWR

Formelzeichen	Einheit	Bedeutung
$A_{h,MK}$	$m^2$	Mantelseitiger Strömungsquerschnitt des MOK
$A_{h,ZK}$	$m^2$	Mantelseitiger Strömungsquerschnitt des NWA-ZK
$A_{i,MK}$	$m^2$	Strömungsquerschnitt eines Wärmetauscher-Rohres des MOK
$A_{i,ZK}$	$m^2$	Strömungsquerschnitt eines Wärmetauscher-Rohres des NWA-ZK
$A_{MK}$	$m^2$	Wärmetauscherfläche (Heizfläche) des MOK
$A_{ZK}$	$m^2$	Wärmetauscherfläche (Heizfläche) des NWA-ZK
$a_{l,MK}$	--	Längsstromanteil der Wärmetauscherfläche des MOK
$a_{l,ZK}$	--	Längsstromanteil der Wärmetauscherfläche des NWA-ZK
$a_{q,MK}$	--	Querstromanteil der Wärmetauscherfläche des MOK
$a_{q,ZK}$	--	Querstromanteil der Wärmetauscherfläche des NWA-ZK
$c_{M,MK}$	$kJ/kg\ K$	Mittlere spezifische Wärmekapazität des Zwischenkühlwassers auf der Mantelseite des MOK
$c_{M,ZK}$	$kJ/kg\ K$	Mittlere spezifische Wärmekapazität des Zwischenkühlwassers auf der Mantelseite des NWA-ZK
$c_{R,MK}$	$kJ/kg\ K$	Mittlere spezifische Wärmekapazität des Moderators auf der Rohrseite des MOK
$c_{R,ZK}$	$kJ/kg\ K$	Mittlere spezifische Wärmekapazität des Nebenkühlwassers auf der Rohrseite des NWA-ZK
$D_{MK}$	$m$	Durchmesser der mantelseitigen Strömungsfläche des MOK
$D_{ZK}$	$m$	Durchmesser der mantelseitigen Strömungsfläche des NWA-ZK
$d_{a,MK}$	$m$	Außendurchmesser eines Wärmetauscherrohres des MOK
$d_{a,ZK}$	$m$	Außendurchmesser eines Wärmetauscherrohres des NWA-ZK
$d_{h,MK}$	$m$	Hydraulischer Durchmesser der mantelseitigen Strömungsfläche des MOK
$d_{h,ZK}$	$m$	Hydraulischer Durchmesser der mantelseitigen Strömungsfläche des NWA-ZK
$d_{i,MK}$	$m$	Innendurchmesser eines Wärmetauscherrohres des MOK
$d_{i,ZK}$	$m$	Innendurchmesser eines Wärmetauscherrohres des NWA-ZK
$d_{m,MK}$	$m$	Mittlerer Durchmesser eines Wärmetauscherrohres des MOK
$d_{m,ZK}$	$m$	Mittlerer Durchmesser eines Wärmetauscherrohres des NWA-ZK
$h_{AM,MK}$	$kJ/kg$	Spezifische Enthalpie des Zwischenkühlwassers am mantelseitigen Austritt des MOK
$h_{AM,ZK}$	$kJ/kg$	Spezifische Enthalpie des Zwischenkühlwassers am mantelseitigen Austritt des NWA-ZK
$h_{AR,MK}$	$kJ/kg$	Spezifische Enthalpie des Moderators am rohrseitigen Austritt des MOK

**Tab. 5.1:** PHWR, Thermodynamische Berechnung der NKK;  
Formelzeichen mit Einheiten und Bedeutungen



Fortsetzung Tab. 5.1

Formelzeichen	Einheit	Bedeutung
$h_{AR,ZK}$	kJ/kg	Spezifische Enthalpie des Nebenkühlwassers am rohrseitigen Austritt des NWA-ZK
$h_{EM,MK}$	kJ/kg	Spezifische Enthalpie des Zwischenkühlwassers am mantelseitigen Eintritt des MOK
$h_{EM,ZK}$	kJ/kg	Spezifische Enthalpie des Zwischenkühlwassers am mantelseitigen Eintritt des NWA-ZK
$h_{ER,MK}$	kJ/kg	Spezifische Enthalpie des Moderators am rohrseitigen Eintritt des MOK
$h_{ER,ZK}$	kJ/kg	Spezifische Enthalpie des Nebenkühlwassers am rohrseitigen Eintritt des NWA-ZK
$h_{MIX,MK}$	kJ/kg	Spezifische Enthalpie des Zwischenkühlwassers nach Zumischung der Bypaßströme um den MOK
$h_p$	kJ/kg	Spezifische Enthalpie des Zwischenkühlwassers in der NWA-ZKP
$k_{MK}$	kW/m <sup>2</sup> K	Wärmedurchgangszahl des MOK
$k_{ZK}$	kW/m <sup>2</sup> K	Wärmedurchgangszahl des NWA-ZK
$l_{ZK}$	m	Länge eines Wärmetauscherrohres des NWA-ZK
$\dot{m}_{ByM,MK}$	kg/s	Bypaß-Massenstrom um den MOK (Mantelseite)
$\dot{m}_{ByM,ZK}$	kg/s	Bypaß-Massenstrom um den NWA-ZK (Mantelseite)
$\dot{m}_{M,MK}$	kg/s	Massenstrom auf der Mantelseite des MOK
$\dot{m}_{M,ZK}$	kg/s	Massenstrom auf der Mantelseite des NWA-ZK
$\dot{m}_p$	kg/s	Massenstrom durch die NWA-ZKP
$\dot{m}_{R,MK}$	kg/s	Massenstrom auf der Rohrseite des MOK
$\dot{m}_{R,ZK}$	kg/s	Massenstrom auf der Rohrseite des NWA-ZK
$n_{MK}$	--	Anzahl der Wärmetauscherrohre des MOK
$n_{ZK}$	--	Anzahl der Wärmetauscherrohre des NWA-ZK <b>je Strömungsweg</b>
$Nu_{M,MK}$	--	NUSSELT-Zahl auf der Mantelseite des MOK
$Nu_{M,ZK}$	--	NUSSELT-Zahl auf der Mantelseite des NWA-ZK
$Nu_{M,ZK,lam}$	--	NUSSELT-Zahl auf der Mantelseite des NWA-ZK bei laminarer Strömung
$Nu_{M,ZK,turb}$	--	NUSSELT-Zahl auf der Mantelseite des NWA-ZK bei turbulenter Strömung
$Nu_{R,MK}$	--	NUSSELT-Zahl auf der Rohrseite des MOK
$Nu_{R,ZK}$	--	NUSSELT-Zahl auf der Rohrseite des NWA-ZK
$P_p$	kW	Von der NWA-ZKP in das Zwischenkühlwasser eingebrachte Leistung
$p_{M,MK}$	bar	Mittlerer Druck auf der Mantelseite des MOK
$p_{M,ZK}$	bar	Mittlerer Druck auf der Mantelseite des NWA-ZK
$p_{R,MK}$	bar	Mittlerer Druck auf der Rohrseite des MOK
$p_{R,ZK}$	bar	Mittlerer Druck auf der Rohrseite des NWA-ZK

Fortsetzung **Tab. 5.1**

Formelzeichen	Einheit	Bedeutung
$Pr_{M,MK}$	--	PRANDTL-Zahl auf der Mantelseite des MOK
$Pr_{M,ZK}$	--	PRANDTL-Zahl auf der Mantelseite des NWA-ZK
$Pr_{R,MK}$	--	PRANDTL-Zahl auf der Rohrseite des MOK
$Pr_{R,ZK}$	--	PRANDTL-Zahl auf der Rohrseite des NWA-ZK
$\dot{Q}_{MK}$	kW	Vom MOK übertragener Wärmestrom
$\dot{Q}_{ZK}$	kW	Vom NWA-ZK übertragener Wärmestrom
$Re_{M,MK}$	--	REYNOLDS-Zahl auf der Mantelseite des MOK
$Re_{M,ZK}$	--	REYNOLDS-Zahl auf der Mantelseite des NWA-ZK
$Re_{R,MK}$	--	REYNOLDS-Zahl auf der Rohrseite des MOK
$Re_{R,ZK}$	--	REYNOLDS-Zahl auf der Rohreite des NWA-ZK
$s_{MK}$	m	Wandstärke eines Wärmetauscherrohres des MOK
$s_{ZK}$	m	Wandstärke eines Wärmetauscherrohres des NWA-ZK
$U_{MK}$	m	Benetzter Umfang der Mantelseite des MOK
$U_{ZK}$	m	Benetzter Umfang der Mantelseite des NWA-ZK
$\dot{V}_{M,MK}$	m <sup>3</sup> /s	Volumenstrom auf der Mantelseite des MOK
$\dot{V}_P$	m <sup>3</sup> /s	Volumenstrom (Förderstrom) der NWA-ZKP
$\dot{V}_{R,MK}$	m <sup>3</sup> /s	Volumenstrom auf der Rohrseite des MOK
$\dot{V}_{R,ZK}$	m <sup>3</sup> /s	Volumenstrom auf der Rohrseite des NWA-ZK
$W_{1,MK}$	kW/K	Wärmekapazitätsstrom (Wasserwert) des Moderators im MOK
$W_{1,ZK}$	kW/K	Wärmekapazitätsstrom (Wasserwert) des Zwischenkühlwassers im NWA-ZK
$W_{2,MK}$	kW/K	Wärmekapazitätsstrom (Wasserwert) des Zwischenkühlwassers im MOK
$W_{2,ZK}$	kW/K	Wärmekapazitätsstrom (Wasserwert) des Nebenkühlwassers im NWA-ZK
$\alpha_{M,MK}$	kW/m <sup>2</sup> K	Mantelseitige Wärmeübergangszahl des MOK
$\alpha_{M,ZK}$	kW/m <sup>2</sup> K	Mantelseitige Wärmeübergangszahl des NWA-ZK
$\alpha_{R,MK}$	kW/m <sup>2</sup> K	Rohrseitige Wärmeübergangszahl des MOK
$\alpha_{R,ZK}$	kW/m <sup>2</sup> K	Rohrseitige Wärmeübergangszahl des NWA-ZK
$\eta_{M,MK}$	kg/(m·s)	Dynamische Viskosität des Zwischenkühlwassers im MOK
$\eta_{M,ZK}$	kg/(m·s)	Dynamische Viskosität des Zwischenkühlwassers im NWA-ZK
$\eta_{R,MK}$	kg/(m·s)	Dynamische Viskosität des Moderators im MOK
$\eta_{R,ZK}$	kg/(m·s)	Dynamische Viskosität des Nebenkühlwassers im NWA-ZK
$\lambda_{M,MK}$	kW/(m·K)	Wärmeleitfähigkeit des Zwischenkühlwassers im MOK
$\lambda_{M,ZK}$	kW/(m·K)	Wärmeleitfähigkeit des Zwischenkühlwassers im NWA-ZK
$\lambda_{R,MK}$	kW/(m·K)	Wärmeleitfähigkeit des Moderators im MOK
$\lambda_{R,ZK}$	kW/(m·K)	Wärmeleitfähigkeit des Nebenkühlwassers im NWA-ZK

Fortsetzung und Ende **Tab. 5.1**

Formelzeichen	Einheit	Bedeutung
$\lambda_{W,MK}$	kW/(m·K)	Wärmeleitfähigkeit des Rohrwerkstoffes des MOK
$\lambda_{W,ZK}$	kW/(m·K)	Wärmeleitfähigkeit des Rohrwerkstoffes des NWA-ZK
$\xi_{M,ZK}$	--	Widerstandsziffer der turbulenten Mantelströmung im NWA-ZK
$\xi_{R,ZK}$	--	Widerstandsziffer der turbulenten Rohrströmung im NWA-ZK
$\vartheta_{AM,MK}$	°C	Austrittstemperatur des Zwischenkühlwassers aus dem MOK
$\vartheta_{AM,ZK}$	°C	Austrittstemperatur des Zwischenkühlwassers aus dem NWA-ZK
$\vartheta_{AR,MK}$	°C	Austrittstemperatur des Moderators aus dem MOK
$\vartheta_{AR,ZK}$	°C	Austrittstemperatur des Nebenkühlwassers aus dem NWA-ZK
$\vartheta_{EM,MK}$	°C	Eintrittstemperatur des Zwischenkühlwassers in dem MOK
$\vartheta_{EM,ZK}$	°C	Eintrittstemperatur des Zwischenkühlwassers in den NWA-ZK
$\vartheta_{ER,MK}$	°C	Eintrittstemperatur des Moderators in den MOK
$\vartheta_{ER,ZK}$	°C	Eintrittstemperatur des Nebenkühlwassers in den NWA-ZK
$\vartheta_{MIX,MK}$	°C	Temperatur des Zwischenkühlwassers nach Zumischung der Bypassströme um den MOK
$\vartheta_{MIX,ZK}$	°C	Temperatur des Zwischenkühlwassers nach Zumischung des Bypassstromes um den NWA-ZK
$\varnothing_{MK}$	--	Betriebscharakteristik des MOK
$\varnothing_{ZK}$	--	Betriebscharakteristik des NWA-ZK
$\varphi_{I,MK}$	--	Gegenstromanteil der Betriebscharakteristik des MOK
$\varphi_{I,ZK}$	--	Gegenstromanteil der Betriebscharakteristik des NWA-ZK
$\varphi_{q,MK}$	--	Kreuzstromanteil der Betriebscharakteristik des MOK
$\varphi_{q,ZK}$	--	Kreuzstromanteil der Betriebscharakteristik des NWA-ZK

### 5.2.2.1 Energie- und Massenbilanzen

Es lassen sich folgende Beziehungen aufstellen:

Für den MOK:

$$\dot{Q}_{MK} = \dot{m}_{R,MK} \cdot (h_{ER,MK} - h_{AR,MK}) = \dot{m}_{M,MK} \cdot (h_{AM,MK} - h_{EM,MK}) \quad (5.1)$$

Analog gilt für den NWA-ZK:

$$\dot{Q}_{ZK} = \dot{m}_{R,ZK} \cdot (h_{AR,ZK} - h_{ER,ZK}) = \dot{m}_{M,ZK} \cdot (h_{EM,ZK} - h_{AM,ZK}) \quad (5.2)$$

Lt. beschriebener Vereinbarung wird die von der NWA-ZKP in das Zwischenkühlwasser eingebrachte Leistung von Vor- und Rücklaufstrom gleichermaßen aufgenommen. Zur rechnerischen Erfassung dieses Effektes wird vereinfachend die Aufwärmung zwischen jeweils zwei Stellen des Rohrleitungssystems angesetzt, innerhalb derer keine weitere Temperaturänderung durch Wärmetausch oder Mischung stattfindet. Im Vorlauf seien dies die Pumpe

selbst und der mantelseitige Eintritt in den MOK, im Rücklauf die letzte Mischungsstelle und der mantelseitige Eintritt in den NWA-ZK.

Vorlauf:

$$\frac{P_p}{2} = \dot{m}_P \cdot (h_{EM,MK} - h_P) \quad (5.3)$$

Rücklauf:

$$\frac{P_p}{2} = \dot{m}_P \cdot (h_{EM,ZK} - h_{MIX,MK}) \quad (5.4)$$

Die mantelseitigen Bypass-Massenströme innerhalb des NWA-ZKS sind um den MOK:

$$\dot{m}_{ByM,MK} = \dot{m}_P - \dot{m}_{M,MK} \quad (5.5)$$

und um den NWA-ZK:

$$\dot{m}_{ByM,ZK} = \dot{m}_P - \dot{m}_{M,ZK} \quad (5.6)$$

### 5.2.2.2 Definition der Betriebscharakteristik

Über die Methode der Wärmetauscherberechnung mit Einführung der dimensionslosen Größe „Betriebscharakteristik“ wurde international erstmals Anfang der 50er-Jahre des letzten Jahrhunderts berichtet [5.4]. Definiert ist die Betriebscharakteristik  $\emptyset$  als Verhältnis zweier Temperaturdifferenzen. Ihr tatsächlicher Zahlenwert hängt ab von der Art des Wärmetauschers, seiner Größe und den Wärmeübergangsverhältnissen innerhalb des Apparates. Im Zähler der Gleichung steht die Subtraktion der Austritts- von der Eintrittstemperatur der Flüssigkeit mit dem kleineren Wasserwert, im Nenner die Differenz der Eintrittstemperaturen beider Flüssigkeiten. Der „Wasserwert“ (auch als Wärmekapazitätsstrom bezeichnet) ist dabei das Produkt von Massenstrom  $\dot{m}$  und spezifischer Wärmekapazität  $c$ . Diese Beziehung kann jedoch auch in anderer Gleichungsform ausgedrückt werden, abhängig von der Größe, die im Berechnungsablauf gerade gesucht ist.

Im Fall der NKK ist aufgrund

- der gegebenen Werte für Moderatoreintrittstemperatur und abzuführender (bzw. abführbarer) Wärmeleistung aus dem Moderator, sowie
- der Position der NWA-ZKP im kalten Strang des NWA-ZKK

die Reihenfolge „NWA-ZKP → MOK → NWA-ZK in Strömungsrichtung“ für die Ermittlung der unbekanntenen Werte vorgegeben.

Im Auslegungsfall der NKK von CNA 2, bei dem eine D2O/H2O-Mischung durch die Rohrseite des MOK strömt, sind die Wasserwert-Verhältnisse eindeutig. Der rohrseitige Volumenstrom durch den MOK liegt bei 167 l/s, der mantelseitige bei 222 l/s. Selbst wenn man von ausschließlicher D2O-Förderung der SEP mit seinem etwa 10 % höheren spezifischen Gewicht als H2O ausgehen würde, bleibt der Wasserwert der Rohrseite – trotz der etwas unterschiedlichen spezifischen Wärmekapazitäten von H2O und D2O – unter dem der Mantelseite.

Für den MOK gilt somit:

$$\emptyset_{MK} = \frac{\vartheta_{ER,MK} - \vartheta_{AR,MK}}{\vartheta_{ER,MK} - \vartheta_{EM,MK}} \quad (5.7)$$

Beim NWA-ZK dominiert ebenso der Volumenstrom-Unterschied zwischen Rohr- und Mantel-seite über alle anderen Stoffwert-Differenzen.

Dessen Betriebscharakteristik wird vorteilhaft beschrieben mit:

$$\varnothing_{ZK} = 1 - \frac{\vartheta_{AM,ZK} - \vartheta_{ER,ZK}}{\vartheta_{EM,ZK} - \vartheta_{ER,ZK}} \quad (5.8)$$

### 5.2.2.3 Betriebscharakteristik des Moderatorkühlers

Der MOK ist als Gegenstrom-Wärmetauscher ausgeführt. Im Bereich der mantelseitigen Ein- und Ausströmung verläuft die Strömung jedoch quer zu den WT-Rohren. Um diesen Querstromanteil zu berücksichtigen, ist er exakt als gekoppelter Wärmetauscher (in Gegensinn-schaltung) zu betrachten, der sich aus den folgenden Grundformen zusammensetzt (Abb. 5.1):

- einseitig gerührter Kreuzstrom-Wärmetauscher im mantelseitigen Ein- und Ausström-bereich,
- Gegenstrom-Wärmetauscher im Strömungshemd und im Rohrbogen.

Die Betriebscharakteristik des Gesamtapparates  $\varnothing_{MK}$  wird dann folgendermaßen aus den Einzelcharakteristiken  $\varphi_{l,MK}$  und  $\varphi_{q,MK}$  bestimmt [5.4]:

$$\varnothing_{MK} = 1 - \frac{1 - \frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}}}{\left( \frac{1 - \frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}} \cdot \varphi_{l,MK}}{1 - \varphi_{l,MK}} \right) \cdot \left( \frac{1 - \frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}} \cdot \varphi_{q,MK}}{1 - \varphi_{q,MK}} \right) - \frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}}} \quad (5.9)$$

$$\begin{aligned} \text{mit den Wasserwerten } W_{1,MK} &= \dot{m}_{R,MK} \cdot c_{R,MK} \\ W_{2,MK} &= \dot{m}_{M,MK} \cdot c_{M,MK} \end{aligned}$$

Der Gegenstromanteil  $\varphi_{l,MK}$  errechnet sich nach folgender Gleichung:

$$\varphi_{l,MK} = \frac{1 - \exp\left[\left(\frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}} - 1\right) \cdot \frac{k_{MK} \cdot A_{MK} \cdot a_{l,MK}}{W_{1,MK}}\right]}{1 - \frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}} \cdot \exp\left[\left(\frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}} - 1\right) \cdot \frac{k_{MK} \cdot A_{MK} \cdot a_{l,MK}}{W_{1,MK}}\right]} \quad (5.10)$$

Der Kreuzstromanteil  $\varphi_{q,MK}$  wird:

$$\varphi_{q,MK} = \frac{1 - \exp\left\{-\frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}} \cdot \left[1 - \exp\left(-\frac{k_{MK} \cdot A_{MK} \cdot a_{q,MK}}{W_{1,MK}}\right)\right]\right\}}{\frac{W_{1,MK}}{W_{2,MK}}} \quad (5.11)$$

Für die Wärmedurchgangszahl  $k_{MK}$  gilt:

$$k_{MK} = \frac{1}{\frac{d_{m,MK}}{d_{i,MK} \cdot \alpha_{R,MK}} + \frac{s_{MK}}{\lambda_{W,MK}} + \frac{d_{m,MK}}{d_{a,MK} \cdot \alpha_{M,MK}}} \quad (5.12)$$

$$\text{mit } d_{m,MK} = \frac{d_{a,MK} - d_{i,MK}}{\ln\left(\frac{d_{a,MK}}{d_{i,MK}}\right)}$$

Die rohreseitige Wärmeübergangszahl  $\alpha_{R,MK}$  wird über folgende Gleichung errechnet:

$$\alpha_{R,MK} = Nu_{R,MK} \cdot \frac{\lambda_{R,MK}}{d_{i,MK}} \quad (5.13)$$

Darin ist die NUSSELT-Zahl:

$$Nu_{R,MK} = 0,023 \cdot Pr_{R,MK}^{0,33} \cdot Re_{R,MK}^{0,8} \quad (5.14)$$

mit der PRANDTL-Zahl  $Pr_{R,MK} = \frac{c_{R,MK} \cdot \eta_{R,MK}}{\lambda_{R,MK}}$

und der REYNOLDS-Zahl  $Re_{R,MK} = \frac{\dot{m}_{R,MK} \cdot d_{i,MK}}{A_{i,MK} \cdot n_{MK} \cdot \eta_{R,MK}}$

mit  $A_{i,MK} = \frac{d_{i,MK}^2 \cdot \pi}{4}$

und  $c_{R,MK}, \eta_{R,MK}, \lambda_{R,MK} = f(\vartheta_{R,MK}, p_{R,MK})$   
Stoffwerte für D2O

Die mantelseitige Wärmeübergangszahl  $\alpha_{M,MK}$  errechnet sich wie folgt:

$$\alpha_{M,MK} = Nu_{M,MK} \cdot \frac{\lambda_{M,MK}}{d_{h,MK}} \quad (5.15)$$

Darin gilt für die NUSSELT-Zahl:

$$Nu_{M,MK} = 0,008135 \cdot Pr_{M,MK}^{0,33} \cdot Re_{M,MK}^{0,8} \quad (5.16)$$

mit der PRANDTL-Zahl  $Pr_{M,MK} = \frac{c_{M,MK} \cdot \eta_{M,MK}}{\lambda_{M,MK}}$

und der REYNOLDS-Zahl  $Re_{M,MK} = \frac{\dot{m}_{M,MK} \cdot d_{h,MK}}{A_{h,MK} \cdot \eta_{M,MK}}$

und  $c_{M,MK}, \eta_{M,MK}, \lambda_{M,MK} = f(\vartheta_{M,MK}, p_{M,MK})$   
Stoffwerte für H2O

sowie dem hydraulischen Durchmesser

$$d_{h,MK} = \frac{4 \cdot A_{h,MK}}{U_{MK}}$$

mit  $A_{h,MK} = \frac{\pi}{4} \cdot (D_{MK}^2 - n_{MK} \cdot d_{a,MK}^2)$

und  $U_{MK} = \pi \cdot D_{MK} + n_{MK} \cdot d_{a,MK} \cdot \pi$

Der Faktor 0,008135 in  $Nu_{M,MK}$  errechnet sich nach Vorgabe für  $Nu_{R,MK}$  aus der erforderlichen k-Zahl, den Betriebsdaten im Auslegungsfall und den konstruktiven Größen des MOK.

### 5.2.2.4 Betriebscharakteristik des NWA-Zwischenkühlers

Die beiden baugleichen Komponenten jedes NWA-ZK arbeiten in Gegenströmung. Sie sind Gegenstrom-Wärmetauscher mit Querstromanteilen (einseitig gerührter Kreuzstrom) in den Ein- und Ausströmbereichen sowie in den Umlenkzonen. Die Querstrom- und Längsstromanteile der beiden Einzelkomponenten werden rechnerisch zu einem Querstrom- und einem Längsstromapparat zusammengefaßt. Die Gesamtbetriebscharakteristik  $\varnothing_{ZK}$  setzt sich - mit gleicher Gesetzmäßigkeit wie für den MOK - aus den beiden Teilcharakteristiken  $\varphi_{l,ZK}$  und  $\varphi_{q,ZK}$  zusammen.

$$\varnothing_{ZK} = 1 - \frac{1 - \frac{W_{1,ZK}}{W_{2,ZK}}}{\left( \frac{1 - \frac{W_{1,ZK}}{W_{2,ZK}} \cdot \varphi_{l,ZK}}{1 - \varphi_{l,ZK}} \right) \cdot \left( \frac{1 - \frac{W_{1,ZK}}{W_{2,ZK}} \cdot \varphi_{q,ZK}}{1 - \varphi_{q,ZK}} \right) - \frac{W_{1,ZK}}{W_{2,ZK}}} \quad (5.17)$$

$$\text{mit den Wasserwerten } W_{1,ZK} = \dot{m}_{M,ZK} \cdot c_{M,ZK}$$

$$W_{2,ZK} = \dot{m}_{R,ZK} \cdot c_{R,ZK}$$

Der Gegenstromanteil  $\varphi_{l,ZK}$  errechnet sich nach folgender Gleichung:

$$\varphi_{l,ZK} = \frac{1 - \exp\left[\left(\frac{W_{1,ZK}}{W_{2,ZK}} - 1\right) \cdot \frac{k_{ZK} \cdot A_{ZK} \cdot a_{l,ZK}}{W_{1,ZK}}\right]}{1 - \frac{W_{1,ZK}}{W_{2,ZK}} \cdot \exp\left[\left(\frac{W_{1,ZK}}{W_{2,ZK}} - 1\right) \cdot \frac{k_{ZK} \cdot A_{ZK} \cdot a_{l,ZK}}{W_{1,ZK}}\right]} \quad (5.18)$$

Der Kreuzstromanteil  $\varphi_{q,ZK}$  wird:

$$\varphi_{q,ZK} = 1 - \exp\left\{-\frac{W_{1,ZK}}{W_{2,ZK}} \cdot \left[1 - \exp\left(-\frac{k_{ZK} \cdot A_{ZK} \cdot a_{q,ZK}}{W_{1,ZK}}\right)\right]\right\} \quad (5.19)$$

Die Wärmedurchgangszahl  $k_{ZK}$  ist:

$$k_{ZK} = \frac{1}{\frac{d_{m,ZK}}{d_{i,ZK} \cdot \alpha_{R,ZK}} + \frac{s_{ZK}}{\lambda_{W,ZK}} + \frac{d_{m,ZK}}{d_{a,ZK} \cdot \alpha_{M,ZK}}} \quad (5.20)$$

$$\text{mit } d_{m,ZK} = \frac{d_{a,ZK} - d_{i,ZK}}{\ln\left(\frac{d_{a,ZK}}{d_{i,ZK}}\right)}$$

Die rohrseitige Wärmeübergangszahl  $\alpha_{R,ZK}$  wird über folgende Gleichungen errechnet:

$$\alpha_{R,ZK} = Nu_{R,ZK} \cdot \frac{\lambda_{R,ZK}}{d_{i,ZK}} \quad (5.21)$$

Darin ist die NUSSELT-Zahl (nur turbulente Strömung):

$$Nu_{R,ZK} = \frac{\frac{\xi_{R,ZK}}{8} \cdot (Re_{R,ZK} - 1000) \cdot Pr_{R,ZK} \cdot \left[1 + \left(\frac{d_{i,ZK}}{l_{ZK}}\right)^{\frac{2}{3}}\right]}{1 + 12,7 \cdot \sqrt{\frac{\xi_{R,ZK}}{8}} \cdot (Pr_{R,ZK}^{\frac{2}{3}} - 1)} \quad (5.22)$$

$$\text{mit der Widerstandsziffer } \xi_{R,ZK} = (1,82 \cdot \lg Re_{R,ZK} - 1,64)^{-2} \quad (5.23)$$

und der REYNOLDS-Zahl  $Re_{R,ZK} = \frac{\dot{m}_{R,ZK} \cdot d_{i,ZK}}{A_{i,ZK} \cdot n_{ZK} \cdot \eta_{R,ZK}}$

sowie der PRANDTL-Zahl  $Pr_{R,ZK} = \frac{c_{R,ZK} \cdot \eta_{R,ZK}}{\lambda_{R,ZK}}$

Darin sind  $A_{i,ZK} = \frac{d_{i,ZK}^2 \cdot \pi}{4}$

und  $c_{R,ZK}, \eta_{R,ZK}, \lambda_{R,ZK} = f(\vartheta_{R,ZK}, p_{R,ZK})$   
Stoffwerte für H<sub>2</sub>O

Für die mantelseitige Wärmeübergangszahl  $\alpha_{M,ZK}$  gilt:

$$\alpha_{M,ZK} = Nu_{M,ZK} \cdot \frac{\lambda_{M,ZK}}{d_{h,ZK}} \quad (5.24)$$

Da der Massenstrom auf der Mantelseite des NWA-ZK regelbar ist und Werte zwischen dem Nennförderstrom der NWA-ZKP und Null annehmen kann, muß für die Bestimmung der NUSSELT-Zahl  $Nu_{M,ZK}$  in laminare und turbulente Strömung unterschieden werden.

$$Nu_{M,ZK,lam} = \sqrt[3]{3,66^3 + 1,61^3 \cdot Re_{M,ZK} \cdot Pr_{M,ZK} \cdot \frac{d_{h,ZK}}{l_{ZK}}} \quad (5.25)$$

für  $Re_{M,ZK} < 2000$ ,

$$Nu_{M,ZK,turb} = \frac{\frac{\xi_{M,ZK}}{8} \cdot (Re_{M,ZK} - 1000) \cdot Pr_{M,ZK} \cdot [1 + (\frac{d_{h,ZK}}{l_{ZK}})^{\frac{2}{3}}]}{1 + 12,7 \cdot \sqrt{\frac{\xi_{M,ZK}}{8}} \cdot (Pr_{M,ZK}^{\frac{2}{3}} - 1)} \quad (5.26)$$

für  $Re_{M,ZK} > 2600$ ,

$$Nu_{M,ZK} = \frac{(2600 - Re_{M,ZK}) \cdot Nu_{M,ZK,lam} + (Re_{M,ZK} - 2000) \cdot Nu_{M,ZK,turb}}{600} \quad (5.27)$$

für  $2000 \leq Re_{M,ZK} \leq 2600$ ,

mit der Widerstandsziffer  $\xi_{M,ZK} = (1,82 \cdot \lg Re_{M,ZK} - 1,64)^{-2} \quad (5.28)$

und der REYNOLDS-Zahl  $Re_{M,ZK} = \frac{\dot{m}_{M,ZK} \cdot d_{h,ZK}}{A_{h,ZK} \cdot \eta_{M,ZK}}$

sowie der PRANDTL-Zahl  $Pr_{M,ZK} = \frac{c_{M,ZK} \cdot \eta_{M,ZK}}{\lambda_{M,ZK}}$

darin sind  $c_{M,ZK}, \eta_{M,ZK}, \lambda_{M,ZK} = f(\vartheta_{M,ZK}, p_{M,ZK})$   
Stoffwerte für H<sub>2</sub>O

und der hydraulische Durchmesser

$$d_{h,ZK} = \frac{4 \cdot A_{h,ZK}}{U_{ZK}}$$

mit  $A_{h,ZK} = \frac{\pi}{4} \cdot (\frac{D_{ZK}^2}{2} - n_{ZK} \cdot d_{a,ZK}^2)$

und  $U_{ZK} = D_{ZK} \cdot (1 + \frac{\pi}{2}) + n_{ZK} \cdot d_{a,ZK} \cdot \pi$



### 5.2.3 Programmablaufplan

Dem Hauptprogramm geht ein kleines Vorprogramm voraus, das eine Datei für die Eingabe aller zur Berechnung notwendigen Größen generiert. Die diesen Größen zugeordneten Zahlenwerte werden per Hand eingegeben. Die Gesamtheit der Zahlenwerte, die diesen Größen zugeordnet sind, ist nur für den ersten Programmlauf einzugeben; für weitere Berechnungen sind nur noch die hierfür zu ändernden Werte neu einzutippen.

Das Hauptprogramm hat im wesentlichen folgende Funktionen:

- Übernahme der Eingabedaten vom Vorprogramm.
- Berechnung der rohrseitigen Massendurchsätze und Austrittstemperaturen an MOK und NWA-ZK über Energiebilanzen.
- Iterative Berechnung der mantelseitigen Temperaturen und des mantelseitigen Massenstroms am MOK über dessen Betriebscharakteristik unter Berücksichtigung des anteiligen Wärmeeintrages der NWA-ZKP.  
Ist die Betriebscharakteristik-Differenz von  $10^{-5}$  aus aktuellem und vorangegangenem Durchlauf nach 100 Rechnungen noch nicht unterschritten, dann erfolgt Abbruch.
- Berechnung von Enthalpie und Temperatur für die Mischung der Massenströme durch den Mantel und durch den Bypass um den MOK.
- Iterative Berechnung der mantelseitigen Temperaturen und des mantelseitigen Massenstroms am NWA-ZK über dessen Betriebscharakteristik unter Berücksichtigung des anteiligen Wärmeeintrages der NWA-ZKP.  
Auch hier gilt das für den MOK beschriebene Abbruchkriterium.
- Berechnung von Enthalpie und Temperatur für die Mischung der Massenströme durch den Mantel und durch den Bypass um den NWA-ZK.

Damit sind alle gesuchten, thermodynamischen Werte innerhalb der NKK bestimmt. Der weitere Programmablauf ist davon abhängig, ob nur die Abführbarkeit eines fest vorgegebenen Wärmestromes am MOK berechnet werden soll (FALL 1 in Abb. 5.5), oder ob die tatsächliche Wärmeabfuhrkapazität des Nachkühlstranges bei bekannten rohrseitigen Eintrittstemperaturen an MOK und NWA-ZK zu ermitteln ist (FALL 2 bzw. FALL 3 in Abb. 5.5). Im ersten Fall (FALL 1) erfolgt jetzt der Ausdruck der Ergebnisse, wobei ein Bypassmassenstrom um den NWA-ZK von  $\dot{m}_{By,ZK} \geq 0$  das Kriterium dafür ist, daß der eingegebene Wärmestrom auch wirklich an das Nebenkühlwasser abgegeben werden kann. Ist der Wert negativ, dann sind alle Ergebnisse des Rechenlaufs unwirklich und unbrauchbar.

In den beiden anderen Fällen (FALL 2 bzw. FALL 3) wird ein Wärmestrom  $\dot{Q}_{MK}$  am MOK in der Größenordnung des vermuteten Endergebnisses als Startwert eingegeben. Das Programm arbeitet sich dann iterativ durch schrittweise Verringerung (FALL 2) oder Erhöhung (FALL 3) um  $\Delta\dot{Q}_{MK}$  an den Grenzfall  $\dot{m}_{By,ZK} = 0$  heran. Wird diese Grenze überschritten, dann wird das Ergebnis ausgedruckt. Die Schrittweite ist eine der Eingabegrößen und frei wählbar. Innerhalb aller o.g. Berechnungspakete ist der Zugriff auf die Stoffwertprogramme für D2O oder/und H2O erforderlich, die beide – wie auch die Berechnungen der beiden Betriebscharakteristiken – als Unterprogramme dem Hauptprogramm angegliedert sind.

Abb. 5.3 zeigt beispielhaft den Input-File für eine NKK-Berechnung, Abb. 5.4 den zugehörigen Output-file.

Abb. 5.5 stellt den Programm-Ablaufplan für die NKK-Berechnung einer PHWR-Anlage mit Vorprogramm (grün) und Hauptprogramm dar.

## 5 Thermodynamische Berechnung der Nachkühlkette von PHWR

ATUCHA 2				
TERMK	TERZK			
120.000000	30.000000			
PRMK	PMMK	PRZK	PMZK	
50.000000	70.000000	6.000000	70.000000	
VPRMK	VPRZK	VPP	VPMMK	
0.167000	0.417000	0.235000	0.222000	
PMK	PP			
42900.000000	280.000000			
NMK	FOMK	FLMK	FQMK	LAWMK
1069.000000	787.500000	1.000	0.000000	0.014100
DIMK	DAMK	DMK	SMK	
0.010000	0.012000	0.590000	0.001000	
NZK	FOZK	FLZK	FQZK	LAWZK
537.000000	752.000000	1.000000	0.000000	0.014500
DIZK	DAZK	DZK	SZK	LZK
0.020800	0.023000	1.11000	0.001100	7.41
FALL	DP			
1	100.000000			

**Abb. 5.3:** PHWR, NKK-Berechnung; Eingabedatei

	I	PP	MPP	TP	HP
	I	kW	kg/s	grad C	kJ/kg*K
----- -----					
NWA-ZKPUMPE	I	280.000000	233.815991	40.855859	177.192925
----- -----					
	I	MODERATORKUEHLER	NWA-ZWISCHENKUEHLER		
----- -----					
P (kW)	I	42900.000000	43180.000000		
PHI (-)	I	0.745976	0.807187		
K (kW/M <sup>2</sup> *K)	I	2.114191	3.061510		
TER (Grad C)	I	120.000000	30.000000		
TAR (Grad C)	I	61.067685	54.882753		
TEM (Grad C)	I	40.999726	85.122391		
TAM (Grad C)	I	87.545628	40.628290		
TMIX (Grad C)	I	84.979339	40.855859		
MPR (Kg/s)	I	175.428724	415.321243		
MPM (Kg/s)	I	220.881493	232.622908		
MPBY (Kg/s)	I	12.934498	1.193083		
CMR (KJ/(Kg*K))	I	4.149570	4.178304		
CMM(KJ/(Kg*K))	I	4.172694	4.171841		
HER (KJ/Kg)	I	489.464326	126.206166		
HAR (KJ/Kg)	I	244.920565	230.173880		
HEM (KJ/Kg)	I	177.791686	361.868061		
HAM (KJ/Kg)	I	372.013481	176.245758		

**Abb. 5.4:** PHWR, NKK-Berechnung; Ausgabedatei

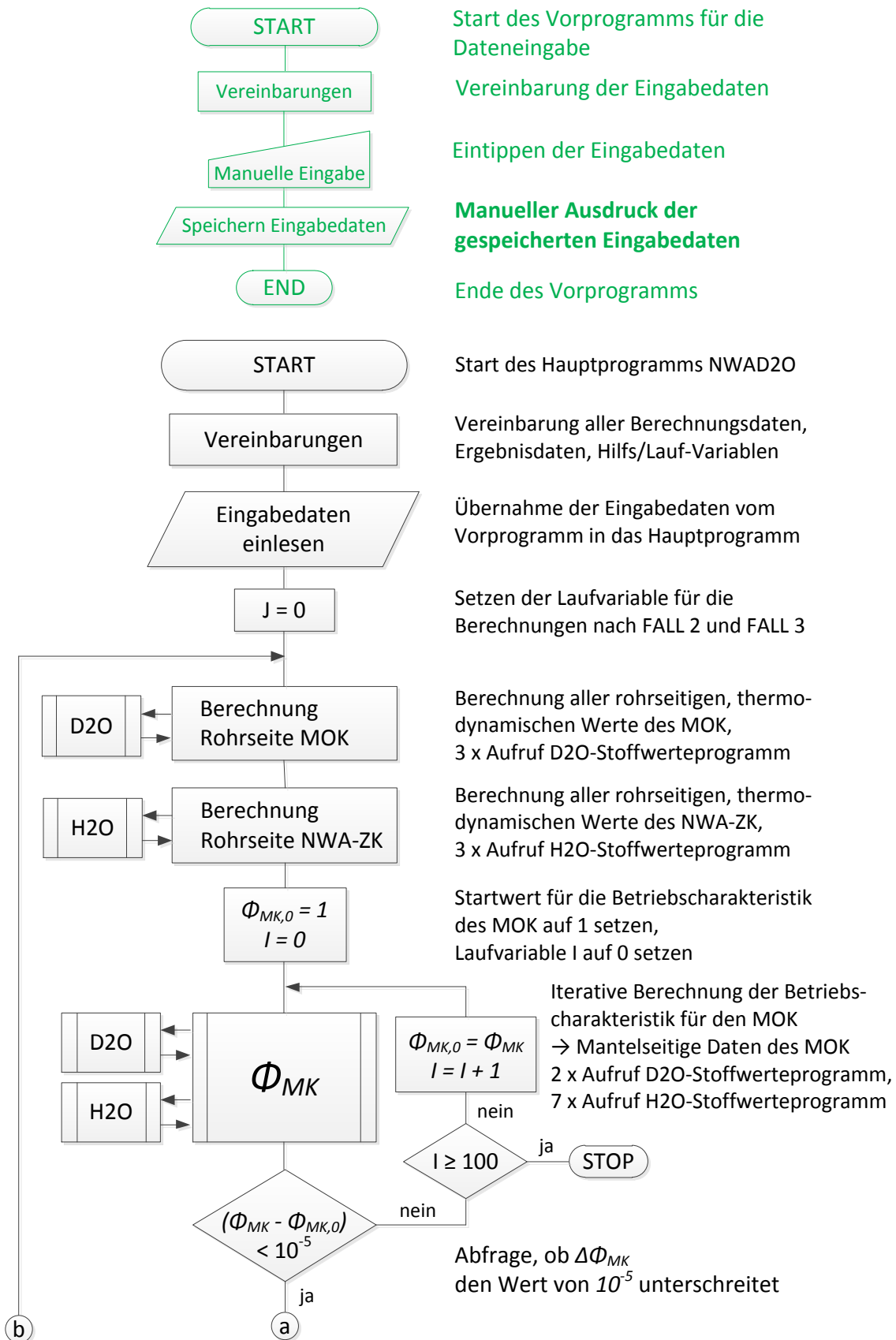
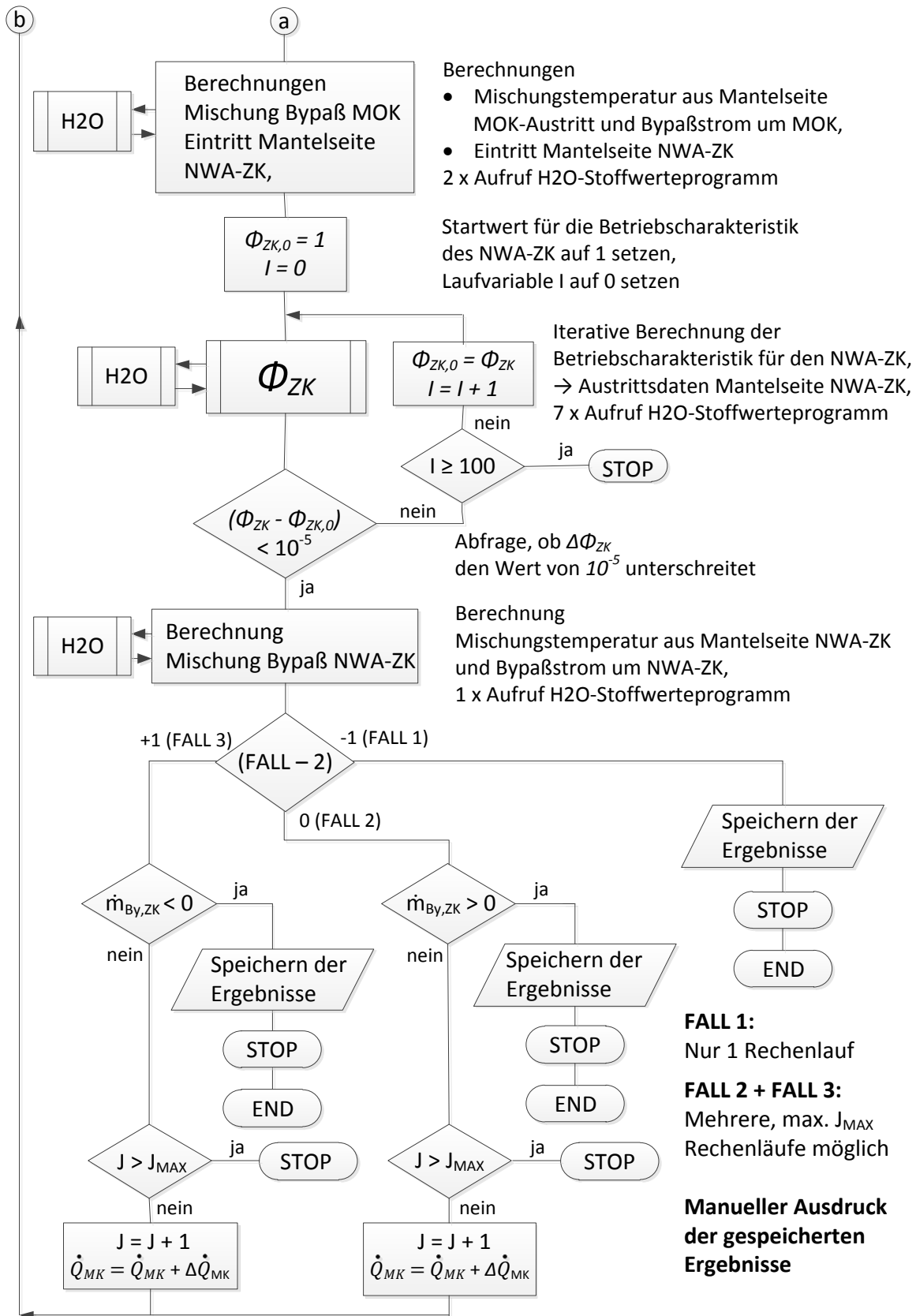
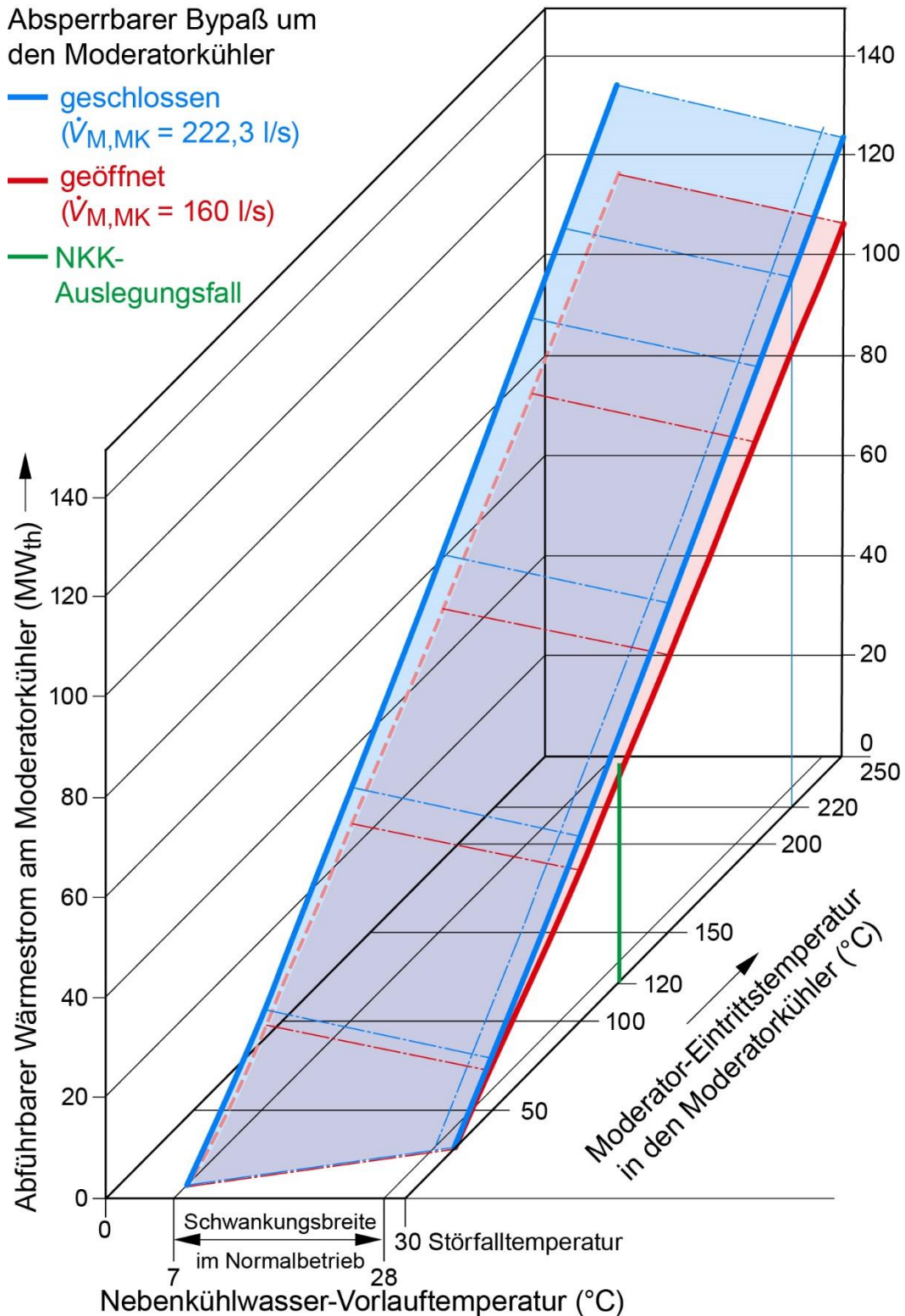


Abb. 5.5: PHWR, NKK-Berechnung; Programmablaufplan

Fortsetzung und Ende **Abb. 5.5**



## 5.3 Programmanwendung auf CNA 2



**Abb. 5.6:** CNA 2, Nachkühlstrang; Abführbarer Wärmestrom in Abhängigkeit von Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur und Moderator-Eintrittstemperatur in den MOK; Parameter: mantelseitiger Volumenstrom durch den MOK

Die dreidimensionale Darstellung in Abb. 5.6 gestattet es, für jede beliebige Kombination der rohrseitigen Eintrittstemperaturen in MOK und NWA-ZK den am MOK abführbaren Wärmestrom als Punkt auf einer nahezu ebenen Fläche abzulesen. Horizontale und räumliche Abszisse sind die o.g. Temperaturen. Ordinate ist der Wärmestrom am MOK, der sich aus der Berechnung ergibt. Die Berandung dieser Fläche wird an den Flanken von der niedrigsten und von der höchsten anzusetzenden Vorlauftemperatur des Nebenkühlwassers gebildet (bei CNA 2: 7 °C und 30 °C, wobei als Maximalwert für den Normalbetrieb der Anlage 28 °C gelten [5.6]). Die untere Grenzlinie ergibt sich durch Gleichsetzung der beiden rohrseitigen Eintrittstemperaturen in MOK und NWA-ZK, also beim MOK-Wärmestrom Null. Nach oben ist die Fläche seitens der Thermodynamik offen; praktisch endet ihr Anwendungsbereich aber mit dem konkreten/postulierten Betriebsfall der NKK, bei dem die höchste Moderatoreintrittstemperatur auftritt. Parameter in Abb. 5.6 ist der mantelseitige Durchsatz durch den MOK. Blau gezeichnet ist der Fall, daß der absperrbare Bypaß um den MOK geschlossen ist. Durch den MOK strömen dann 222 l/s Zwischenkühlwasser. In rot gezeichnet ist der Fall, daß der Bypaß so weit geöffnet ist, daß sich im MOK ein mantelseitiger Volumenstrom von 160 l/s einstellt. Weitere Festlegungen für die Berechnung – neben den geometrischen Größen der beiden Wärmetauscher - sind:

- Als Nebenkühlwasser-Volumenstrom durch den NWA-ZK ist konstant die Minimalmenge von 417 l/s angenommen [5.7], die sich aus dem langjährigen Niedrigwasserstand des Flusses ergibt, aus dem er entnommen wird. Beim Höchstwasserstand steigt dieser Wert um ca. 13 % an, der abführbare Wärmestrom erhöht sich dadurch jedoch nur unbedeutend um etwas mehr als 1 %.
- Der Moderator-Volumenstrom ist so ausgelegt, daß sich beim Referenzzustand von 35 bar/150 °C ein D2O-Massenstrom von 222,3 kg/s ergibt [5.8].
- Der Betriebspunkt der NWA-ZKP (Volumenstrom 235 l/s bei einer Förderhöhe von 76 m) und damit die von ihr in das Zwischenkühlwasser eingetragene Wärmemenge wird für alle Berechnungen zu Abb. 5.6 konstant gelassen, obwohl er sich de facto bei geöffnetem MOK-Bypaß und gleichzeitig ganz geschlossenem Bypaß um den NWA-ZK zu einem etwas größeren Volumenstrom und damit einem geringfügig höheren Wärmeeintrag verschiebt.
- Die vom Flußwasser durchströmten Heizrohre des NWA-ZK werden kontinuierlich von einer Rohrreinigungsanlage (TAPROGGE-Anlage) sauber gehalten. Dennoch wird die, für den Auslegungsfall errechnete, notwendige Heizfläche um ca. 15 % vergrößert. Damit wird eine, mit zunehmender Betriebsdauer unterstellte, abnehmende Wärmeübertragungsfähigkeit der Rohrwände berücksichtigt.
- Wie unter Kap. 5.2.1 bereits erwähnt, sind die einzugebenden Druckwerte für alle Berechnungen zu Abb. 5.6 konstant gelassen; ihr rel. geringer Einfluß auf die thermodynamischen Werte macht diese Vorgehensweise vertretbar.

Alle beschriebenen, z.T. vereinfachenden Randbedingungen für die Berechnung lassen sich bei Bedarf auch als singuläre, präzise Daten eingeben, ohne damit das Hauptprogramm selbst verändern zu müssen.

Zur Information ist in Abb. 5.6 auch der Auslegungsfall für die NKK als grüne Säule eingetragen. Deren oberer Endpunkt bleibt etwas unterhalb der blauen Fläche, da dabei – wie bereits beschrieben – die MOK-Rohrseite nicht von der MOP, sondern von der SEP mit ihrer geringeren Fördermenge beaufschlagt wird. Dadurch reduziert sich der abführbare Wärmestrom entsprechend.

## 6 NWA-Zwischenkühlsystem für PHWR

Auf die grundsätzlichen Unterschiede zwischen CNA 2 und ihrer Vorgängeranlage CNA 1 in Strangzahl und Aufbau des Kreislaufbereiches für das NWA-ZKS wurde bereits in den Kapiteln 4.2.1.2 und 4.2.1.3 eingegangen. Gravierend weichen die beiden Anlagen in der Konzeption ihrer kreislaufangelagerten Versorgungsbereiche voneinander ab. Moderator Kühlsystem und NWA-ZKS (als inneres und mittleres Glied der NKK) sind verfahrenstechnische Einheiten, deren Arbeitsmedien starken Betriebstemperatur-Änderungen und damit großen Volumenausdehnungen bzw. -kontraktionen ausgesetzt sind. Beim PHWR sind die Schleifen des Moderator Kühlsystems über den Moderatorbehälter miteinander verbunden; außerdem besteht durch die Ringspalte zwischen den Kühlkanalrohren und dem Moderatortankboden sowie den Ausgleichsöffnungen im Moderatortankdeckel direkter Kontakt zum Reaktorkühlmittel. Volumenschwankungen des Moderators werden somit im gemeinsamen Druckhalter für Reaktor- und Moderator-Kühlsystem kompensiert. Beim NWA-ZKS dagegen muß jedes einzelne Teilsystem mit einer Einrichtung zum Volumenausgleich ausgestattet sein.

### 6.1 Systemaufbau bei CNA 1

In der Anlage CNA 1 erfolgt dieser Volumenausgleich für die Kreislaufbereiche der beiden Teilsysteme des NWA-ZKS mittels Pumpen und Wasserspeicher, die insgesamt im Maschinenhaus untergebracht sind (Abb. 6.1).

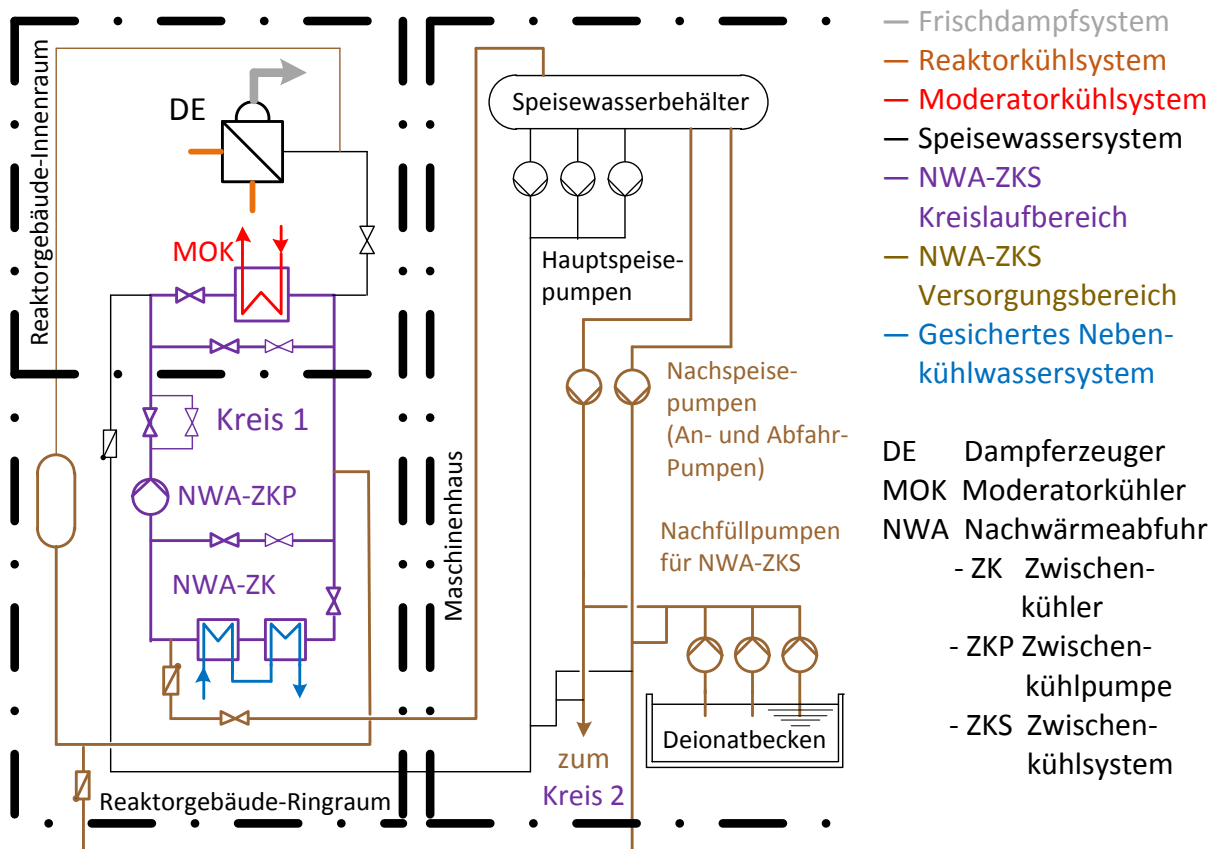


Abb. 6.1: CNA 1, Systembereiche des NWA-Zwischenkühlsystems; Kreislauf 1 (von 2) mit gemeinsamem Versorgungsbereich

Diese Lösung für den Versorgungsbereich ist mit dem Sicherheitskonzept der Anlage CNA 2 aus mehreren Gründen nicht mehr vereinbar, insbesondere wegen:

- dem vermaschten Aufbau im Bereich der Nachfüllpumpen für das NWA-ZKS, und
- deren Aufstellung im Maschinenhaus, also einem Gebäude, das nicht gegen äußere Einwirkungen geschützt ist.

## 6.2 Systemaufbau bei CNA 2

Dieses Kapitel beschreibt detailliert das neue Konzept für das NWA-ZKS am Beispiel der Anlage CNA 2. Jedes der vier identischen Teilsysteme des NWA-ZKS läßt sich in zwei, miteinander verbundene Funktionseinheiten einteilen (Abb. 6.2):

- den **Kreislaufbereich** (violett) als Bindeglied der NKK zwischen Moderatorkühlsystem und Gesichertem Nebenköhlwassersystem, und
- den **Versorgungsbereich** (braun),
  - über den die System-Betriebsmittel Deionat (vollentsalztes Wasser) und Hydrazin (zur Korrosionshemmung) eingespeist werden,
  - der den Kreislaufbereich unter Druck hält und dessen Ausdehnungswasser aufnimmt,
  - der mit seinem H<sub>2</sub>O-Vorrat die verfahrenstechnische Autarkie des Systembetriebs nach Störfällen gewährleistet,
  - der im Fall einer MOK-Heizrohrleckage die äquivalente Menge des, in das NWA-ZKS übertretenden radioaktiven Mediums aufnimmt, und damit dessen Eintritt in die Atmosphäre des Reaktorgebäude-Ringraumes verhindert.

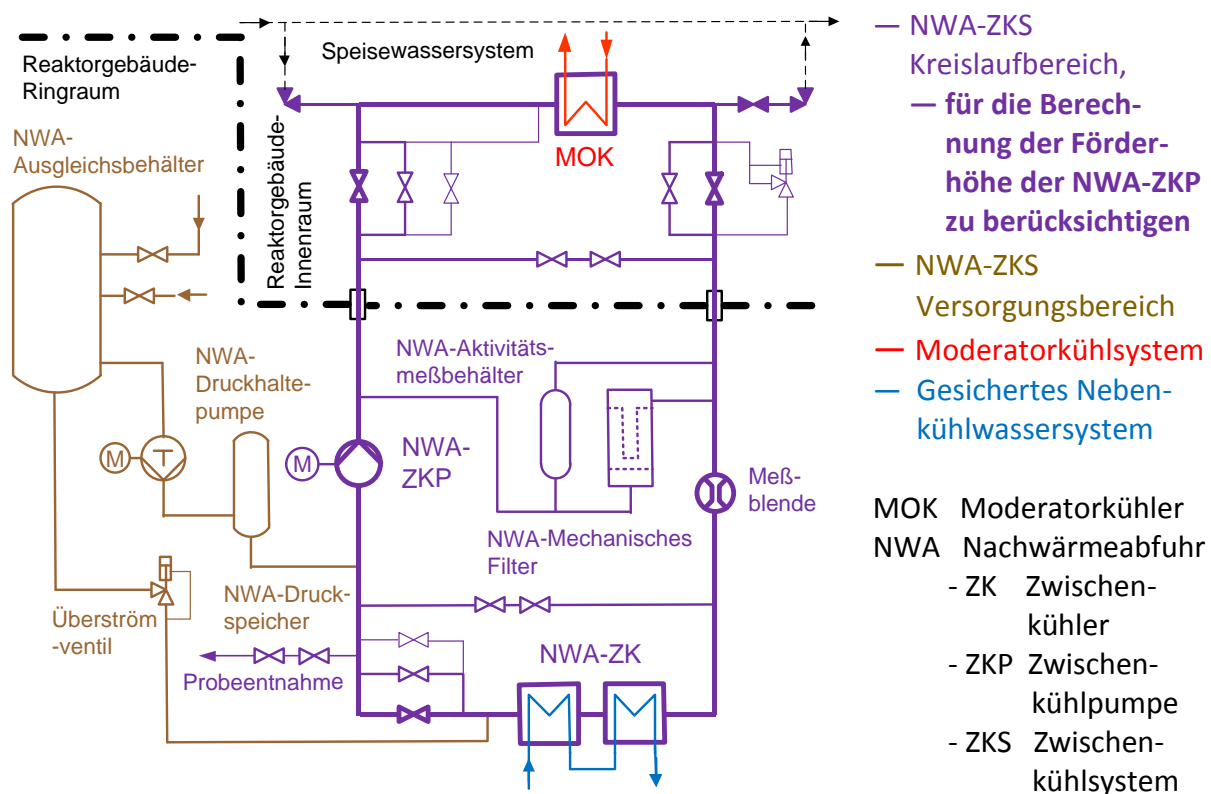


Abb. 6.2: CNA 2, Systembereiche des NWA-Zwischenkühlsystems; Teilsystem (1 von 4), Kreislauf mit Versorgungsbereich



### 6.2.1 Kreislaufbereich

Konstruktionen und Durchsätze durch MOK und NWA-ZK sind in Kapitel 5 bereits beschrieben, da diese für die thermodynamische Berechnung der NKK bekannt sein müssen. Unabhängig davon sind für die Bestimmung der notwendigen Förderhöhe der NWA-ZKP die mantelseitigen Druckverluste dieser Wärmetauscher zu berechnen, die die größten Strömungswiderstand-Einzelposten im Kreislauf darstellen. Für den MOK wird auch hier auf [4.19] zurückgegriffen und der Druckverlust im Leistungsbetrieb der Anlage auf die Bedingungen des Auslegungsfalles der NKK umgerechnet.

#### 6.2.1.1 NWA-Zwischenkühler

Die Berechnung des NWA-ZK erfolgt nach anerkannten technischen Regeln (z.B. [6.1]), wobei wegen der schwer erfaßbaren Strömungsverhältnisse in den Zuström-, Abström- und Umlenk-bereichen ein entsprechender Unsicherheitsaufschlag auf die Rechenergebnisse zu berücksichtigen ist. Aus Abb. 6.3 gehen die Teilbereiche hervor, deren Druckverluste einzeln zu berechnen sind. Der Gesamtdruckverlust der Einzelkomponente  $\Delta p_E$  errechnet sich dann nach folgender Gleichung:

$$\Delta p_E = 2 \cdot (\Delta p_S + \Delta p_P + \Delta p_{QE}) + \Delta p_{QU} \quad (6.1)$$

- mit  $\Delta p_S$  Druckverlust eines Mantelstutzens  
 $\Delta p_P$  Druckverlust einer Geradrohrstrecke  
 $\Delta p_{QE}$  Druckverlust einer „Endzone“ (Ein- bzw. Ausströmbereich)  
 $\Delta p_{QU}$  Druckverlust des Umlenkberreiches zwischen den beiden Geradrohrstrecken

Der Druckverlust der beiden identischen, hintereinandergeschalteten Einzelwärmetauscher zusammen wird dann

$$\Delta p_{NWA-ZK} = 2 \cdot \Delta p_E \quad (6.2)$$

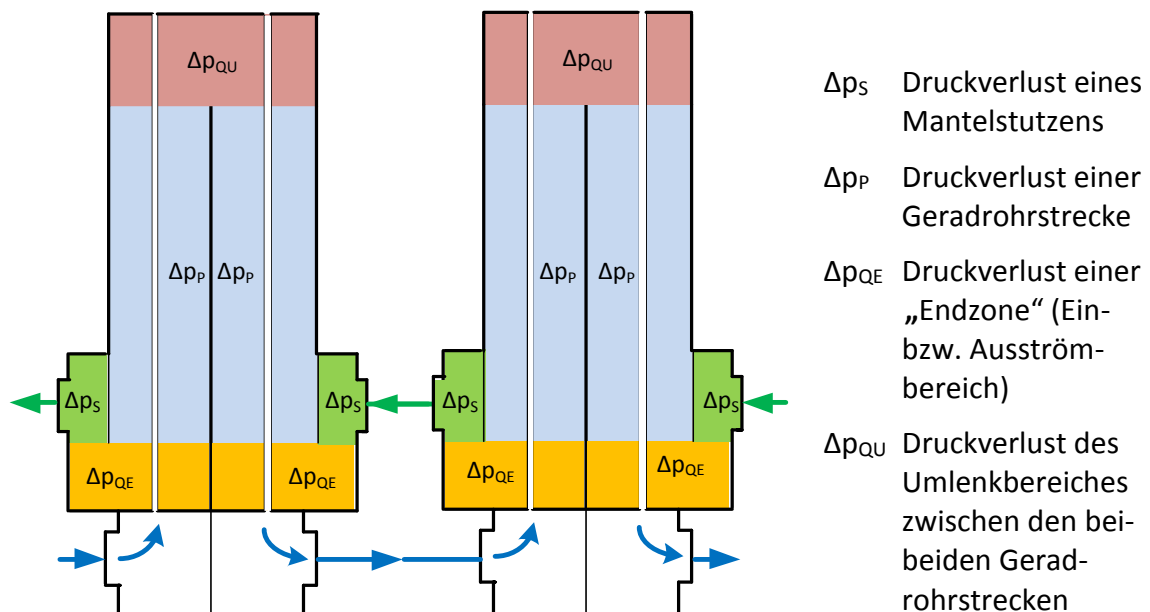


Abb. 6.3: CNA 2, NWA-Zwischenkühler; Druckverlust-Teilbereiche der Mantelseite

Für die Bestimmung der (druck- und temperaturabhängigen) Stoffwerte zur Berechnung der einzelnen Druckverlustanteile werden für Rohr- und Mantelseite am NWA-ZK die Mittelwerte aus den Ein- und Austrittsdaten der Systeme als je ein repräsentatives Wertepaar für den gesamten Doppelkühler gebildet.

Alle weiteren Wärmetauscher des NWA-ZKS sind Hilfskomponenten anderer Aggregate und werden zusammen mit diesen beschrieben.

### **6.2.1.2 NWA-Aktivitätsmeßbehälter**

Bei Undichtigkeiten oder Brüchen von MOK-Heizrohren kann radioaktives Medium in das NWA-ZKS übertreten. Zur Schadenserkenkung im Nachkühlbetrieb ist im Kreislaufbereich des Systems eine Aktivitätsmessung eingebaut.

Der kleine (ca. 25 l) NWA-Aktivitätsmeßbehälter im Bypaß zum MOK hat keine eigene, aktive systemtechnische Funktion, sondern dient dazu, dem außen senkrecht zur Behälterachse herangeführten Meßgerät geeignete Meßbedingungen, d.h. insbesondere ein großes, erfaßbares Zwischenkühlwasservolumen, zur Verfügung zu stellen. Der zylindrische Teil des Behältermantels ist in Austenit ausgeführt, um Korrosionsbildung an seinen Wänden sicher zu vermeiden. Der Aktivitätsmeßbehälter wird immer durchströmt, wenn die NWA-ZKP läuft.

Zum Schutz des Meßgerätes bei hohen Mediumtemperaturen ist dieses mit einem Kühlmantel (Aktivitätsmeßkühler) umgeben, der an das Kaltwassersystem angeschlossen ist und davon permanent mit einer Eintrittstemperatur von 7 °C versorgt wird.

Da die Aktivitätsmessung parallel zum MOK eingebaut ist, gehen die Druckverluste seiner Zu- und Rücklaufleitung nicht in die Bilanz zur Bestimmung der Förderhöhe für die NWA-ZKP ein.

### **6.2.1.3 NWA-Mechanisches Filter**

Rohrleitungen, Armaturen, das Gehäuse der NWA-ZKP und die Wärmetauscher-Mäntel im Kreislaufbereich des NWA-ZKS sind in C-Stahl ausgeführt.

Trotz Zugabe von Hydrazin in das Zwischenkühlwasser zur Korrosionshemmung kann die Bildung von Korrosionsprodukten nicht vollkommen ausgeschlossen werden. Des Weiteren können sich noch Verunreinigungen aus der Systemmontage oder nach evtl. Reparaturen im Kreislauf befinden. Zu deren Entfernung ist ein Mechanisches Filter – ebenso wie der Aktivitätsmeßbehälter parallel zum MOK - installiert. Als Abscheideorgane sind Filterkerzen aus Glasfaser eingesetzt.

Das Mechanische Filter ist in allen Einsatzfällen der NWA-ZKP wirksam und wird dabei mit einem Teilstrom beaufschlagt. Falls eine regelmäßig zu entnehmende Zwischenkühlwasser-Probe erhöhten Feststoffgehalt erkennt, kann das Zwischenkühlwasser – auch im Bereitschaftszustand des Systems, also während des Leistungsbetriebes der Anlage - so lange im Kreislauf über den absperrbaren MOK-Bypaß und den NWA-ZK bzw. dessen Bypaß umgewälzt werden bis die gewünschte Reinheit erreicht ist.

### **6.2.1.4 NWA-Pumpenschutzsieb**

Vor dem Eintritt in die NWA-ZKP ist zu deren Schutz vor größeren Festteilchen ein austenitisches Hutsieb (in Abb. 6.2 nicht eingezeichnet) einbaubar. Damit dessen Druckverlust für die notwendige Förderhöhe der Pumpe nicht berücksichtigt werden muß, wird das Sieb nur temporär zur Inbetriebsetzung des Kreislaufes und ggfs. nach Reparaturen eingesetzt.

### 6.2.1.5 Rohrleitungen und Armaturen

Die Dimensionierung der Rohrleitungen und damit auch der darin eingebauten Armaturen erfolgt entsprechend allgemein empfohlenen Durchflußgeschwindigkeiten in Wasserleitungen im Kraftwerksbau (z.B. [6.2]). Für den Hauptströmungsweg der NWA-ZKK ergibt sich damit eine Nennweite von DN 300, die auch für den Bypaß um den NWA-ZK beibehalten wird. Beim Bypaß um den MOK ist DN 200 ausreichend, da über diesen – wenn überhaupt – dann nur ein Teil der Nennfördermenge der NWA-ZKP geleitet wird. Mit diesen Festlegungen können die  $\zeta$ -Werte der Rohrleitungen, Rohrbögen, Formstücke, Verengungen und Erweiterungen, Abzweige und Zusammenführungen, sowie der Armaturen im NWA-ZKK ermittelt werden.

#### Prinzip der Doppelarmaturen

Motorbetätigte Armaturen an kritischen Systempositionen sind aus probabilistischen Gründen jeweils zweifach besetzt, und zwar sind

- zwei Armaturen parallelgeschaltet, wenn im Störfall ein abgesperrter Pfad sicher geöffnet werden muß, und
- zwei Armaturen in Reihe geschaltet, wenn im Störfall ein geöffneter Weg sicher abgesperrt werden muß.

In Abb. 6.2 sind die Stellen erkennbar, an denen dieses Prinzip angewendet wird. Neben den Hauptarmaturen zur Speisewasserabspernung sowie im Umwälzbereich des Kreislaufes ist auch die Probeentnahmeleitung zweifach absperrenbar für den Fall, daß ein Störfallereignis während der Entnahme eintritt. Mit diesem Prinzip der Doppelarmaturen wird die rechnerische Ausfallwahrscheinlichkeit für jedes einzelne Teilsystem des NWA-ZKS reduziert.

### 6.2.1.6 NWA-Zwischenkühlpumpe

Die NWA-ZKP ist eine einstufige Kreiselpumpe mit fliegend gelagertem Laufrad (Abb. 6.4). Die saug- und druckseitigen Enden des Gehäuses sind an die anschließenden Rohrleitungen geschweißt. Die Abdichtung der Pumpenwelle erfolgt mittels axialer Gleitringdichtung, wobei der Spaltstrom zwischen Laufrad und Gehäuse nach außen geführt, in einem Waschwasser-Wärmetauscher gekühlt und auf die Niederdruckseite der Dichtung zurückgeführt wird. Zur Ölkühlung ist in das pumpeninterne Ölbad der Pumpe eine Kühlschlange integriert. Darüber hinaus sind die Windungen des Antriebsmotors im Betrieb unter einer zulässigen Temperatur zu halten. Hierzu wird die Motorluft innerhalb eines geschlossenen Kreises über einen Motorluftkühler gekühlt. Alle diese Kühlstellen werden parallel zueinander vom strangzugeordneten Kreislauf des SK-KS ständig – also auch beim Stillstand der Pumpe – mit Kühlwasser versorgt. Zur Ermittlung der notwendigen Förderhöhe der NWA-ZKP sind die Druckverluste im Zwischenkühlwasser-Strömungsweg im Auslegungsfall, bei geschlossenen Bypässen um MOK und NWA-ZK (in Abb. 6.2 fett dargestellt), zu addieren. Neben den bereits erwähnten Anteilen:

- Mantelseite MOK,
- Mantelseite NWA-ZK,
- Armaturen, Rohrleitungen, Rohrbögen, Formstücke, Abzweige, Zusammenführungen, Verengungen und Erweiterungen,

ist als weiterer größerer Druckverlust-Einzelposten die Meßblende in der Rücklaufleitung vom MOK zum NWA-ZK (hinter Einleitung aller Bypässe zum MOK) zu berücksichtigen. Für den

Normalbetriebspunkt (Förderstrom 235 l/s) ergibt sich damit, unter Einschluß eines Sicherheitsaufschlages, eine Förderhöhe von 76 m (Abb. 6.5). Im Umwälzbetrieb bei geschlossenen Armaturen zum und vom MOK muß die Minimal-Fördermenge von 75 l/s (über MOK-Bypaß + Aktivitätsmeßbehälter + Mechanisches Filter) sichergestellt sein, während eine Maximalmenge von 300 l/s in keinem Fall überschritten werden soll.

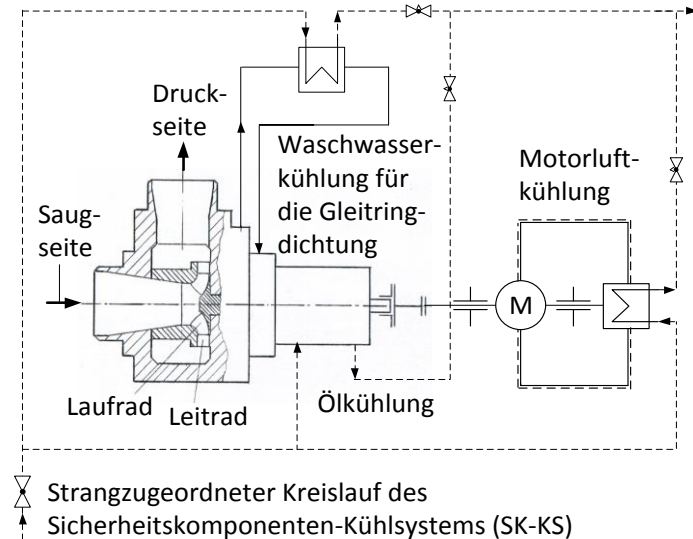


Abb. 6.4: CNA 2; NWA-Zwischenkühlpumpe mit Kühlstellen

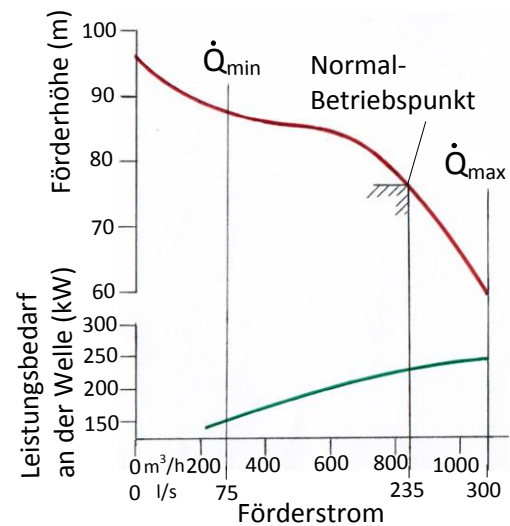


Abb. 6.5: CNA 2, NWA-Zwischenkühlpumpe; Kennlinie

## 6.2.2 Versorgungsbereich

### 6.2.2.1 NWA-Ausgleichsbehälter

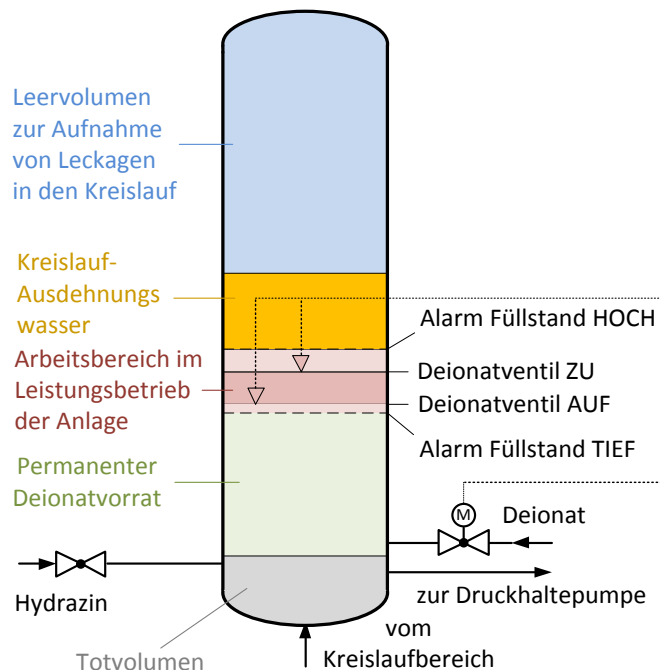


Abb. 6.6: CNA 2; NWA-Ausgleichsbehälter

Über den NWA-Ausgleichsbehälter (ca. 37 m<sup>3</sup>) ist in jedem Zustand der Kraftwerksanlage der Bedarf an Betriebsmedien des angeschlossenen NWA-ZKK bereitzustellen. Da der Kreislaufbereich des Systems ständig unter einem Druck von mindestens 50 bar gehalten wird, ist die Einspeisung aus den, unter niedrigerem Druck arbeitenden Netzen für Deionat und Hydrazin (N<sub>2</sub>H<sub>4</sub>) nur in den NWA-Ausgleichsbehälter möglich, der im Leistungsbetrieb der Anlage unter Atmosphärendruck steht. Im Einzelnen erfüllt der Behälter die folgenden Aufgaben (Abb. 6.6):

- Ersatz der betrieblichen Leckagen des Kreislaufes (die z. B. an der Gleitringdichtung der NWA-ZKP auftreten können) mit dem „Permanenten Deionatvorrat“ bei gestörter Deionatzuspeisung. Außerdem kann mit dieser Wasserreserve ein partieller Zwischenkühlwasserverlust – z.B. hervorgerufen durch Undichtigkeit/Bruch einer, an den NWA-ZKK angrenzenden, absperrbaren Speisewasserleitung - wieder aufgefüllt werden, um damit den Kreislauf anschließend einsetzen zu können.
- Aufnahme der o.g. Betriebsmittel zwischen zwei Behälterniveaus, die den normalen Arbeitsbereich des Wasserstandes begrenzen:
  - Deionatzuspeisung mittels Ansteuerung „AUF“/„ZU“ eines motorbetätigten Ventils,
  - Hydrazineinspeisung durch Öffnen/Schließen eines Handventils.
- Zwischenspeicherung des Ausdehnungswassers, das bei der Vorwärmung bzw. der Kühlungsübernahme aus dem Kreislaufbereich abzuleiten ist. Mit zunehmender Abkühlung des Kreislaufes wird es wieder in diesen zurückgespeist.
- Aufnahme von Leckagen von der Primärseite des MOK in den NWA-ZKK bei Undichtigkeit/Bruch einzelner Heizrohre solange, bis durch Isolation des defekten MOK bzw. Druckausgleich zwischen dessen Rohr- und Mantelseite die Leckage zum Stillstand kommt.

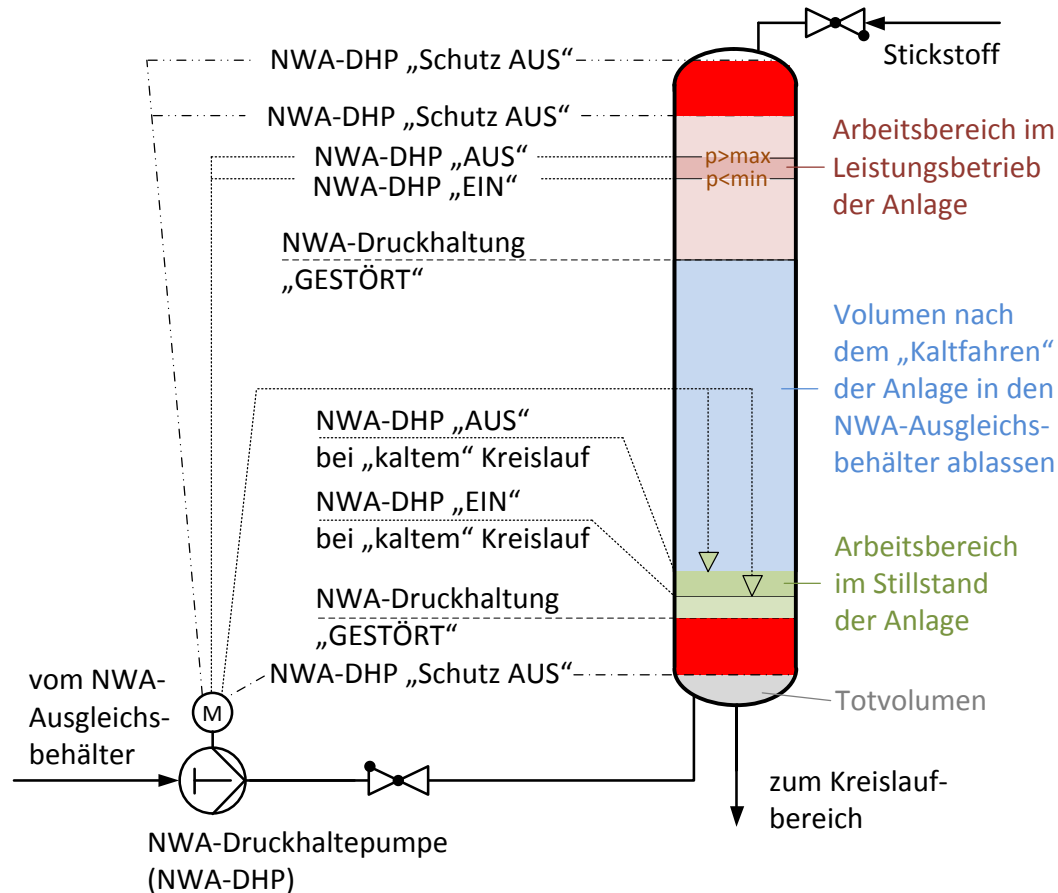
Mit der Einleitung von Ausdehnungswasser und von Leckagen wird das Luftvolumen im Behälter komprimiert. Überschreitet der Druck den Wert von 12 bar, wird Luft über ein Sicherheitsventil in das Gebäude-Entwässerungssystem abgeblasen. Bei Wieder-Rückspeisung von Wasser in den Kreislauf verhindert ein Vakuumbrecher, daß Unterdruck im Behälter entsteht. Der NWA-Ausgleichsbehälter ist in C-Stahl gefertigt und zum Korrosionsschutz innen gummiert.

### 6.2.2.2 NWA-Druckspeicher

Der NWA-Druckspeicher (ca. 3,5 m<sup>3</sup>) ist zwischen **NWA-Druckhaltepumpe** (NWA-DHP) und Kreislauf installiert und hat die folgenden Funktionen:

- Er wirkt als Windkessel für die, als Kolbenpumpe ausgeführte, vorgeschaltete NWA-DHP. Damit wird vermieden, daß sich deren Förderstompulsion auf den angeschlossenen Kreislaufbereich überträgt.
- Er stellt die Druckbeaufschlagung des Kreislaufbereiches ohne kontinuierlichen Betrieb der NWA-DHP sicher.
- Er nimmt bei Betrieb der NKK den ersten Teil des entstehenden Ausdehnungswassers bei der Kreislaufferwärmung, bis zum Ansprechen des Überströmventils, auf.
- Über ihn wird bei der Abkühlung des Kreislaufes das Kontraktionswasser pulsationsgedämpft in den Kreislauf eingedrückt.
- Er ermöglicht ein „weiches“ Öffnen des Überströmventils zwischen Kreislauf und NWA-Ausgleichsbehälter.
- Er dämpft das Schließen dieses Überströmventils.

Der NWA-Druckspeicher steht immer direkt (nur Reparaturschieber dazwischen) mit dem Kreislaufbereich in Verbindung und prägt diesem seinen Innendruck auf. Um bei Öffnung der Absperrungen zum MOK eine spontane Dampfbildung sicher zu vermeiden, wird dieser Druck auch im Bereitschaftszustand in der Größenordnung des Speisewasserdrucks gehalten.



**Abb. 6.7:** CNA 2; NWA-Druckspeicher

Zu diesem Zweck wird der Behälter mit Stickstoff gefüllt, der mit ca. 11 bar zur Verfügung steht. Durch anschließende Einspeisung von Deionat aus dem NWA-Ausgleichsbehälter wird das Gasvolumen auf den gewünschten Druck ( $p_{\max}$ ) komprimiert. Sinkt dieser Druck aufgrund von Leckagen auf einen bestimmten Wert ( $p_{\min}$ ) ab, dann wird die NWA-DHP eingeschaltet und solange betrieben, bis  $p_{\max}$  wieder erreicht ist. Dadurch entsteht im Behälter ein Arbeitsbereich zwischen zwei Behälterwasserständen.

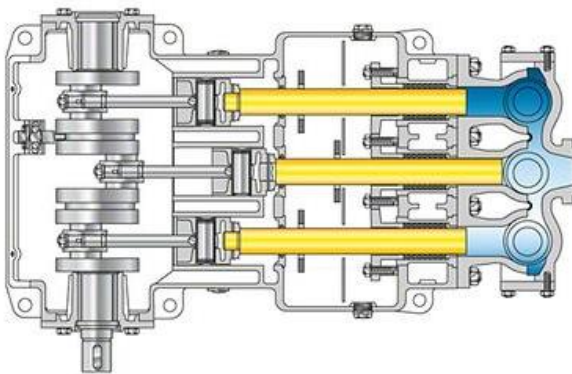
Wurden Reaktor- und Moderatorkühlsystem mit der NKK auf „kalt, drucklos“ abgefahren, dann ist auch der NWA-Druckspeicher auf einen Druckwert zu entlasten, der

- einerseits so niedrig liegt, daß im Fall einer MOK-Undichtigkeit die Gefahr einer Leckage von Zwischenkühlwasser in das Moderatorkühlsystem minimiert wird, und
- andererseits so hoch ist, daß bei möglichen Lecks im NWA-ZK kein Nebenkühlwasser in den NWA-ZKK gelangt.

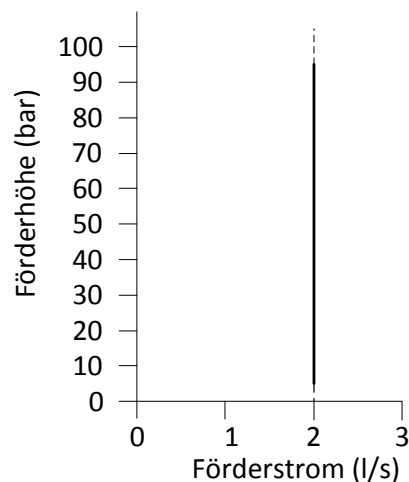
Auch hierfür wird – diesmal zwischen zwei Niveau-Grenzwerten - ein Arbeitsvolumen zur Kompensation von betrieblichen Leckagen geschaffen. Der NWA-Druckspeicher ist aus C-Stahl gefertigt und zum Korrosionsschutz innen mit Austenit plattiert.

### 6.2.2.3 NWA-Druckhaltepumpe

Um das Anforderungsprofil der NWA-DHP – kleiner, konstanter Volumenstrom bei niedriger bis sehr großer, variabler Förderhöhe – zu realisieren, kommt eine Verdrängerpumpe zum Einsatz. Abb. 6.8 [6.3] zeigt eine Kolbenpumpe, die - unter den vielen unterschiedlichen Bauweisen von Verdrängerpumpen - hierfür geeignet ist. Im Gegensatz zur NWA-ZKP ist die NWA-DHP nicht auf die Versorgung von Kühlstellen aus dem Nuklearen Zwischenkühlsystem angewiesen. Die Kennlinie der NWA-DHP im Förderstrom/Förderhöhe-Diagramm ist einfach eine Vertikale im Abstand des Nennvolumenstroms parallel zur Ordinate, die sich über den erforderlichen Förderhöhenbereich erstreckt (Abb. 6.9).



**Abb. 6.8:** CNA 2, NWA-Druckhaltepumpe; Prinzipbild [6.3]



**Abb. 6.9:** CNA 2, NWA-Druckhaltepumpe; Kennlinie

Der Leistungsbedarf  $P$  der Kolbenpumpe kann lt. einem Hersteller [6.4] nach folgender, einfacher Gleichung berechnet werden:

$$P_{Pumpe} = \frac{p \cdot \dot{Q}}{475} \quad (\text{kW}) \quad (6.3)$$

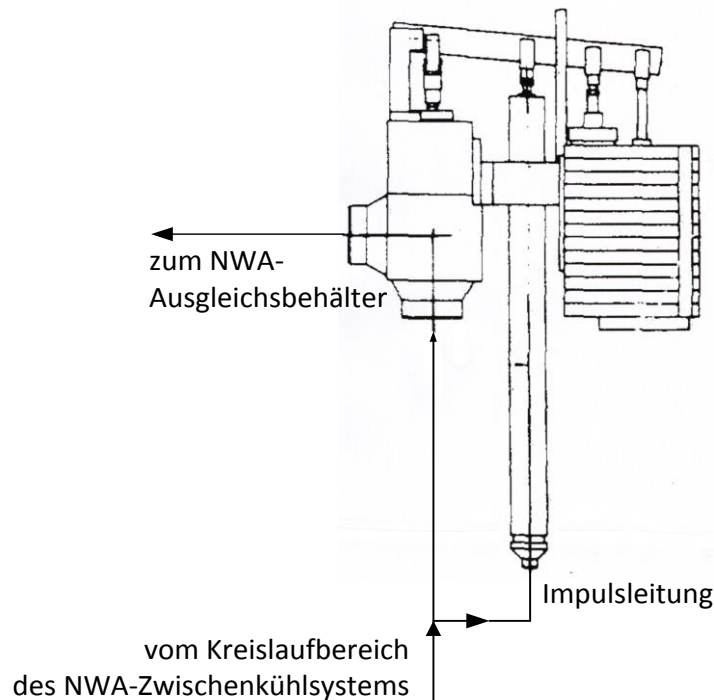
mit  $p$  Förderhöhe (bar)  
 $\dot{Q}$  Förderstrom (l/min)

### 6.2.2.4 Sonderarmatur Überströmventil

Zwischen mantelseitigem Austritt aus dem NWA-ZK und den nachgeschalteten Absperr-/Regel-Armaturen bindet die Volumenausgleichsleitung zum NWA-Ausgleichsbehälter ein. Mit dieser Anschlußstelle ist sichergestellt, daß das hierüber abgeleitete Zwischenkühlwasser bei jedem denkbaren Betriebszustand des NWA-ZKS so kalt ist, daß bei dessen Entspannung im Überströmventil keine Dampfbildung auftreten kann.

Die Aufgaben des Überströmventils (Abb. 6.10) sind im Einzelnen:

- Absicherung des Kreislaufbereiches und des NWA-Druckspeichers gegen unzulässig hohen Druck. In dieser Funktion agiert das Überströmventil als Sicherheitsventil.
- Den Kreislaufdruck bei der Ableitung des Ausdehnungswassers (das bei Erwärmung des Kreislaufes entsteht) in den NWA-Ausgleichsbehälter auf einem Niveau zu halten, das im



**Abb. 6.10:** CNA 2; Überströmventil

Vorwärm- und Kühlbetrieb einen genügend hohen Abstand gegen Dampfbildung an jeder beliebigen Stelle des Kreislaufes gewährleistet.

- Unabhängig von der intermittierenden, über den Druck im NWA-Druckspeicher gesteuerten Leckageergänzung, kann mit Hydrazin angereichertes Deionat aus dem NWA-Ausgleichsbehälter durch beliebig langen Dauerbetrieb der NWA-DHP in den Kreislauf eingespeist werden. Da Hydrazinergänzung planbar und nicht akut erforderlich ist, geschieht dies vorzugsweise bei Anlagenstillstand oder im Leistungsbetrieb der Anlage. Soll dabei der Bereitschaftszustand des Kreislaufes zur Kühlungsübernahme aufrechterhalten bleiben, dann ist die der Einspeisung äquivalente Menge über das Überströmventil zum NWA-Ausgleichsbehälter zurückzuführen. Darf der Druck hingegen während der Hydrazineinspeisung abgesenkt werden (z.B. beim Anlagenzustand „kalt“), dann kann alternativ ein Bypass um das Überströmventil geöffnet werden, über den die Menge in den NWA-Ausgleichsbehälter gelangt.

Das Überströmventil ist eigenmediumgesteuert. Dabei wirkt der vor dem Ventil herrschende Druck auf einen Kolben, der seinerseits einen Hebelmechanismus bewegt, über den der Ventilhub verändert wird. Der gewünschte Öffnungsdruck ist über Gewichte einstellbar. Beim Schließen des Ventils entsteht eine geringe Hysterese die dazu führt, daß der Schließdruck unter dem Öffnungsdruck liegt. Er bleibt jedoch so hoch, daß keine Dampfbildung im Kreislauf möglich ist.

Ein weiteres Überströmventil dieser Art ist parallel zu den beiden rücklaufseitigen Doppel-Absperrarmaturen zum Speisewasserbereich installiert (siehe Abb. 6.2, rechts oben). Dieses hat jedoch ausschließlich die Funktion eines Sicherheitsventils für den absperrbaren Systembereich um den MOK; die hier anfallende Überströmmenge wird auf die Austrittsseite der Doppelarmaturen geleitet und vom NWA-Druckspeicher bzw. NWA-Ausgleichsbehälter aufgenommen.



### 6.2.3 Festigkeitsauslegung der Systembereiche

Die konstruktive Gestaltung und die Wandstärken der Bauteile des NWA-ZKS werden wesentlich von ihren Auslegungsdaten für Temperatur und Druck beeinflusst. Diesbezüglich läßt sich das System grob in einen hoch- und einen niedrig belasteten Systemteil trennen. Der gesamte Kreislaufbereich sowie die direkt daran anschließenden Rohrleitungen und Armaturen, auch des Versorgungsbereiches, orientieren sich in ihren Auslegungswerten an der Sekundärseite des MOK. Dagegen genügt für den NWA-Ausgleichsbehälter und seine unmittelbare Systemumgebung eine deutlich niedrigere Auslegung. Einen Übergangsbereich – hoher Druck und rel. niedrige Temperatur – stellen die NWA-DHP und der NWA-Druckspeicher dar.

Im Einzelnen wurden für die verschiedenen Bereiche gewählt:

- Absperrbarer Systembereich um den MOK: 300 °C/102 bar  
Damit ist jede denkbare, sekundärseitige MOK-Austrittstemperatur sowie der zugeordnete H<sub>2</sub>O-Sättigungsdruck (zuzüglich eines Sicherheitsaufschlages) abgedeckt.
- Restlicher Kreislaufbereich: 300 °C/105 bar  
Die Druckdifferenz von 3 bar (102→105 bar) berücksichtigt den geodätischen Höhenunterschied zwischen dem Aufstellungslevel des MOK und dem tiefsten Punkt des restlichen Kreislaufbereichs sowie die Druckerhöhung durch die NWA-ZKP.
- Bereich um den NWA-Ausgleichsbehälter: 120 °C/12 bar  
Die Werte decken eine störfallbedingte, starke Kompression des Luftpolsters über dem Arbeitsbereich des Behälters ab.
- Übergangsbereich NWA-DHP und NWA-Druckspeicher: 120 °C/105 bar

### 6.2.4 Steuerung/Regelungen innerhalb des Kreislaufbereichs

Sowohl beim betrieblichen Abfahren als auch beim Abfahren der Anlage nach Störfällen (Ausnahme: Mittleres Leck) ist die Einheit von Reaktor/Moderator-Kühlsystem kontrolliert, d.h. entsprechend einem gewünschten Temperaturverlauf, abzukühlen bzw. auf konstanter Temperatur zu halten. Die Stellglieder hierfür sind im NWA-ZKS installiert.

Abb. 6.11 zeigt die Ventile und Meßeinrichtungen, die dazu verwendet werden.

Von den beiden (stark vereinfacht) dargestellten Regelkreisen dient

- der **rote** Regelkreis zur Einstellung der abzuführenden Wärmeleistung durch Verstellung des mantelseitigen Durchsatzes durch den NWA-ZK,
- der **blaue** Regelkreis zur Nachregulierung des Förderstromes der NWA- ZKP.

Mit der **grünen** Steuerkette kann der anfangs geöffnete Bypaß zum MOK über eine Temperaturmessung im primärseitigen MOK-Vorlauf geschlossen werden. Bei sehr hohen MOK-Eintrittstemperaturen ist zur Wärmeabfuhr nur ein Teil des Förderstromes der NWA-ZKP durch

die MOK-Mantelseite erforderlich, der Rest – abzüglich der Durchsätze durch Mechanisches Filter und Aktivitätsmeßstelle - wird im Bypass um den MOK geführt. Dadurch sinkt das Temperaturniveau im Kreislaufbereich von der Einbindung dieses Bypasses über NWA-ZK und NWA-ZKP bis zum MOK-Eintritt. Erst unter einem bestimmten Wert der Moderatortemperatur wird der MOK-Bypass abgesperrt, um die volle Wärmeabfuhrkapazität des MOK freizusetzen.

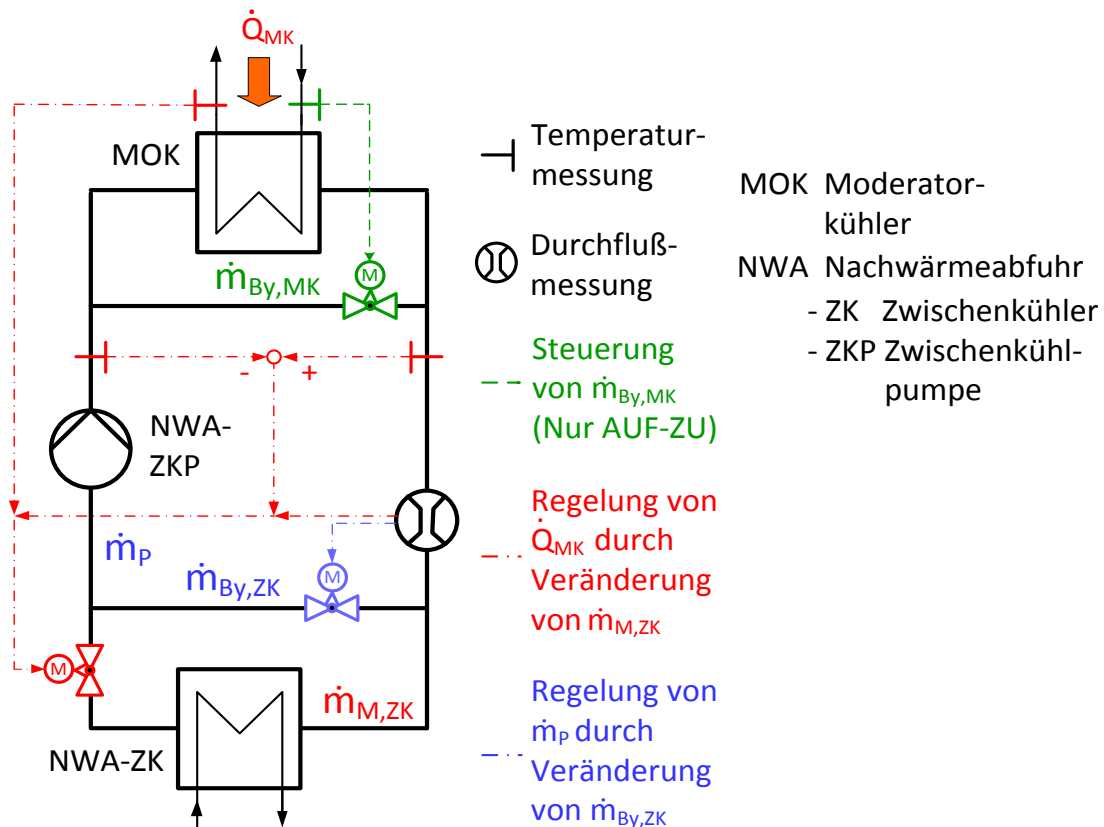


Abb. 6.11: CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem; Steuerung/Regelungen im Kreislaufbereich

### 6.3 Betriebsfälle des Systems bei CNA 2

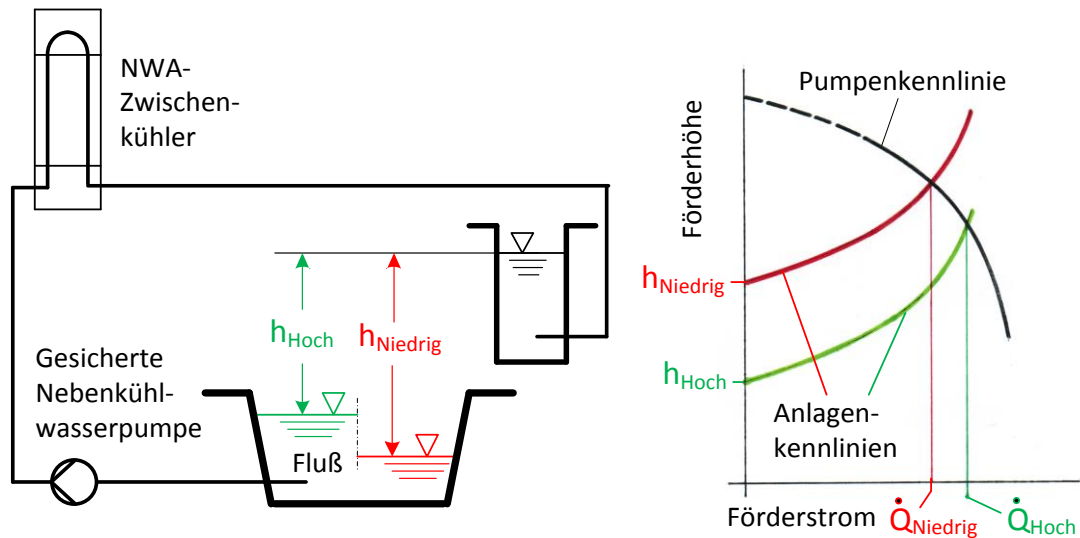
Die Temperaturen, die sich im NWA-ZKS einstellen, hängen u.a. von äußeren, veränderlichen, nicht beeinflussbaren Standortbedingungen ab, wie

- der Umgebungstemperatur/Luftfeuchtigkeit am Standort (im Bereitschaftszustand),
- der Flußtemperatur an der Entnahmestelle für das Nebenkühlwasser, praktisch identisch mit der rohrseitigen Eintrittstemperatur in den NWA-ZK, und
- dem Flußwasserstand an der Entnahmestelle, in Abhängigkeit dessen sich der Förderstrom der Gesicherten Nebenkühlwasserpumpen und damit der rohrseitige Durchsatz durch die NWA-ZK einstellt. In Abb. 6.12 wird dies veranschaulicht.

Somit ergeben sich für jeden zu unterstellenden Anlagenbetriebs- und -störfall beliebig viele Möglichkeiten unterschiedlicher Temperaturniveaus im Kreislauf.

Es wird davon ausgegangen daß der abgesperrte Kreislaufbereich des NWA-ZKS im Bereitschaftszustand die im Reaktorgebäude herrschende Raumtemperatur annimmt. Bei direkt an den Leistungsbetrieb anschließenden Vorgängen, wie z.B. der Vorwärmung des Kreislaufes vor Kühlungsübernahme, ist auch diese, in bestimmten Grenzen schwankende Raumtemperatur, für den Aufwärmungsverlauf mitbestimmend.

Da das Ziel der Betriebs-/Störfall-Betrachtungen in der Regel darin besteht, deren thermodynamische Beherrschung nachzuweisen, werden für die Rechnungen zu nachfolgenden Kapiteln die jeweils ungünstigsten Annahmen für die o.g. Standortbedingungen zugrunde gelegt. Einsätze des NWA-ZKS während der Inbetriebnahme der Anlage sind nicht als eigenständige Betriebsfälle mit aufgenommen.



**Abb. 6.12:** CNA 2; Wirkung des Flußwasserstandes auf den Förderstrom der Gesicherten Nebenkühlwasserpumpen

### 6.3.1 Bereitschaftszustand im Leistungsbetrieb der Anlage

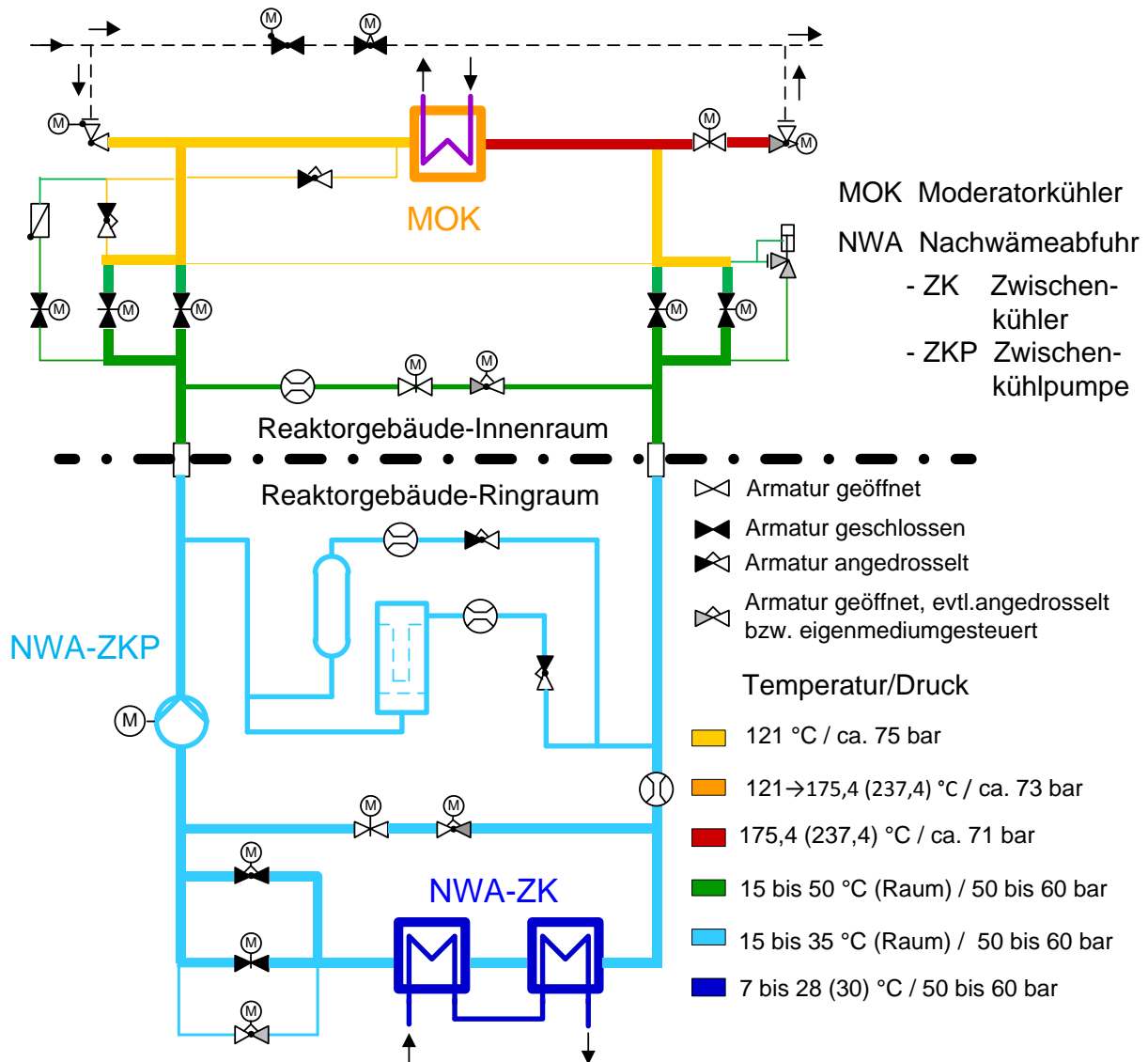
Abb. 6.13 zeigt den Kreislaufbereich eines NWA-ZKK im Bereitschaftszustand, d.h. im Normalfall während des Leistungsbetriebes der Anlage. Der Systembereich im Reaktorgebäude-Innenraum, der dabei mittels Parallelarmaturen vom Restkreislauf im Reaktorgebäude-Innen- und -Ringraum isoliert ist, wird vom Speisewasser durchströmt. Dieses tritt mit ca. 121 °C ins NWA-ZKS ein (gelber Bereich) und wärmt sich im MOK (oranger Bereich) – abhängig von der gewünschten, mittleren Moderatortemperatur - bis auf max. ca. 237 °C auf (roter Bereich). Die Abzweige vom und zum restlichen Kreislaufbereich, die nicht vom Haupt-Speisewasserstrom erfaßt sind, werden mittels einer dünnen Verbindungsleitung auf Speisewasser-Vorlauftemperatur gehalten. Damit kann das Rohrleitungsvolumen dieser Abzweige

- im Fall einer Kühlungsübernahme **mit** Vorwärmung als Heißwasserreservoir zur Kreislauf-erwärmung mitgenutzt werden,
- bei einer Übernahme **ohne** Vorwärmung eine definierte, gestufte Temperaturbelastung des NWA-ZK erreicht werden.

Zu beachten ist hierbei, daß auch diese dünne Verbindungsleitung so gut zu isolieren ist, daß in ihr kein Temperaturabfall entsteht. Der Restkreislauf nimmt bei stillstehender NWA-ZKP die jeweils umgebende Raumtemperatur an; im Reaktorgebäude-Innenraum bis zu max. 50 °C, im Reaktorgebäude-Ringraum bis max. 35 °C. Einzige Ausnahme hiervon ist der NWA-ZK, der ständig vom Nebenkühlwasser ohne Wärmeaufnahme durchströmt ist. Es wird davon ausgegangen, daß sich dadurch dessen Vorlauftemperatur (7 bis 28 (max. 30) °C) durch Wärmeleitung und Naturkonvektion auf die gesamte Mantelseite überträgt.

Die NWA-ZKP wird im Bereitschaftszustand der Anlage zu folgenden Anlässen betrieben:

- zur routinemäßigen, wiederkehrenden Reaktorschutzprüfung,
- zur Verteilung eingespeisten Hydrazins im Kreislauf,
- zur Reinigung des NWA-Zwischenkühlwassers über das Mechanische Filter.



**Abb. 6.13:** CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem; Kreislaufbereich im Bereitschaftszustand für den Vorwärmbetrieb oder zur sofortigen Kühlungsübernahme

Die dabei geöffneten Bypässe um MOK und NWA-ZK ermöglichen die Umwälzung und stellen gleichzeitig die für die NWA-ZKP erforderliche Mindestmenge sicher. Die Vorwärmleitung am Austritt aus dem NWA-ZK kann geringfügig geöffnet sein, um einerseits die eingetragene Pumpenleistung abzuführen und andererseits auch den Inhalt des NWA-ZK und seiner Umgebung in Reinigung bzw. Hydrazinanreicherung einzubeziehen. Die Automaten zur Deionateinspeisung in den NWA-Ausgleichsbehälter sowie der Druckhaltung im Kreislauf mittels NWA-DHP bleiben im Bereitschaftszustand aktiv.

### 6.3.2 Systemvorwärmung vor Kühlungsübernahme

Der Übergang des NWA-ZKS vom kalten Bereitschaftszustand in den Nachkühlbetrieb ist für die Kreislaufkomponenten, insbesondere für die mantelseitigen Eintrittsbereiche von MOK und NWA-ZK, mit einer hohen thermischen Materialbeanspruchung verbunden. Deshalb ist bei allen normalbetrieblichen, aber auch – wenn möglich - bei störfallbedingten Einsatzfällen anzustreben, den Kreisläufen eine Anwärmung zu ermöglichen, bevor die eigentliche Kühlkettenfunktion beginnt. Mit der Vorwärmung soll neben der möglichst gleichmäßigen Erwärmung der Hauptvorlauf- und –Rücklaufleitungen des Systems auch ein zeitlich gestufter oder sogar kontinuierlicher, und damit schonender Temperaturverlauf an den Kühler-Eintrittsstellen erreicht werden. Im Idealfall wäre das Kreislauf-Temperaturniveau am Vorwärmende identisch mit dem Level, der sich (stationär) direkt nach der anschließenden Kühlungsübernahme einstellt. Indessen sind der Vorwärmdauer, die dem NWA-ZKS zugestanden werden, von Seiten des Reaktorkühlsystems Grenzen gesetzt.

Wärmequellen für die Systemanwärmung sind

- einmal die, vom vorangegangenen Leistungsbetrieb heißen Speisewasserinhalte vor und hinter dem MOK, die im Kreislaufbetrieb des Systems mit erfaßt werden können,
- der MOK selbst, der auch während der Vorwärmung primärseitig mit heißem Moderator durchströmt wird. Der damit verbundene Entzug von Wärme aus dem Moderator trägt zur Kernkühlung bei und entlastet damit die DE, die während der Vorwärmphase planmäßig für die Reaktorkühlung zuständig sind, und
- der Wärmeeintrag durch den Betrieb der NWA-ZKP.

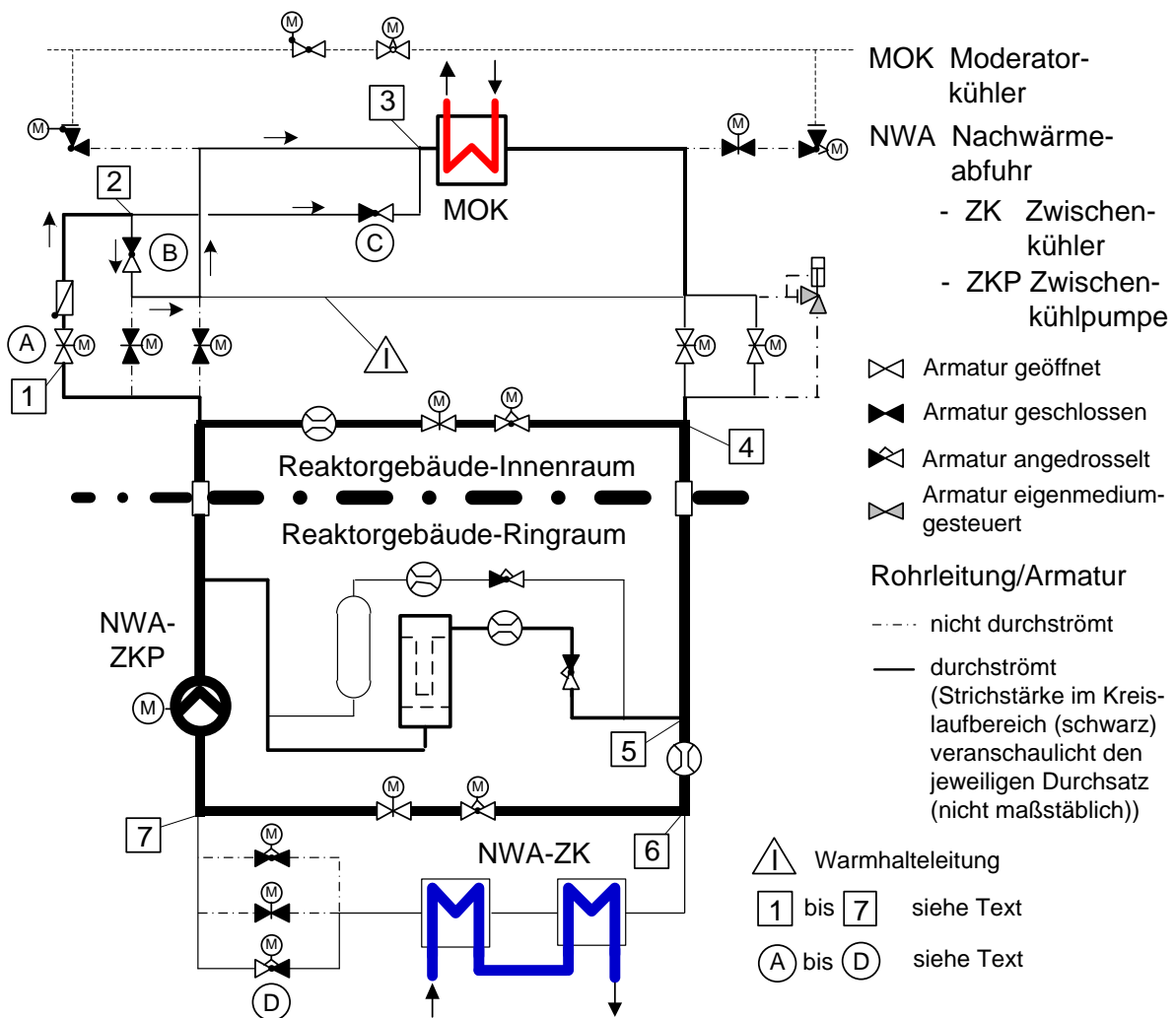
#### 6.3.2.1 Konzept zur schonenden Wärmetauscher-Vorwärmung

Der NWA-ZK wird permanent, also auch während der Vorwärmzeit, rohrseitig mit dem vollen Nebenkühlwasserstrom beaufschlagt. Um die vorgenannten Wärmequellen verlustfrei für die Aufheizung des Systems zu nutzen, müßte die mantelseitige Durchströmung des NWA-ZK blockiert werden. Damit würde aber vom Bypassabzweig (Punkt „6“ in Abb. 6.14) bis zum mantelseitigen Kühlereintritt ein kalter Pfropfen stehen bleiben, sodaß beim Übergang zum Nachkühlbetrieb eine heiße Temperaturfront in den NWA-ZK eintreten würde. Um dies zu vermeiden, wird die kleine Vorwärmarmatur „D“ hinter dem Kühler so weit geöffnet, daß der Rohrleitungsinhalt vom Bypassabzweig bis zum Kühlereintritt während der Vorwärmzeit einmal ausgetauscht wird. Der damit verbundene Wärmeverlust, der die Kreislaufaufheizung etwas verlangsamt, muß dafür in Kauf genommen werden. Mit dieser Fahrweise entsteht, unter der idealisierten Annahme einer Kolbenströmung, innerhalb des genannten Rohrabchnittes ein kontinuierlicher Temperaturanstieg (anstatt eines Sprungs), der für den NWA-ZK zu einem schonenderen Übergang in den Kühlbetrieb führt. Für den MOK ist diese Vorgehensweise, einen Temperaturschock am mantelseitigen Eintritt zu vermeiden oder zumindest zu mildern, nicht möglich. Die vorlaufseitigen, großen Parallelarmaturen trennen am Vorwärmbeginn den Bereich mit Speisewassereintrittstemperatur (121 °C) vom kalten Restkreislauf mit Raumtemperatur (min. 15 °C). Mit der praktizierten Lösung wird aber ein harter Temperatursprung auf Raumtemperatur am MOK-Eintritt in der Weise vermieden, daß

- sich der Einzelsprung in zwei zeitlich versetzte Teilsprünge aufsplittet, und
- die Temperatur beim zweiten Teilsprung nicht mehr auf Raumtemperatur, sondern nur noch auf einen merklich höheren Wert abfällt.

Mit Abb. 6.14 soll insbesondere gezeigt werden, wie diese Temperatursprung-Aufteilung realisiert wird. Beim Vorwärmstart aus der Bereitschaftsstellung heraus herrscht im Kreislauf an der Stelle „1“ Raumtemperatur, hinter der Armatur „A“ beginnt der Übergang auf die Speisewasservorlauftemperatur zum MOK.

Die Hauptumwälzmenge der NWA-ZKP führt über den MOK-Bypaß; die geöffnete Armatur „A“ wird von einer deutlich geringeren Teilmenge durchströmt. Mit den Armaturen „B“ und „C“ wird diese Teilmenge etwa im Verhältnis 2 (Weg B) zu 1 (Weg C) aufgeteilt (Die kleine, rechnerisch zu ermittelnde Menge durch die Rohrleitung „I“ ist bei der Einstellung von „B“ zu berücksichtigen). Während der Strom durch die Armatur „B“ den Rohrleitungsinhalt mit Speisewasser-Vorlauftemperatur, vom Formstück hinter den parallelen Doppelarmaturen ausge-



**Abb. 6.14:** CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem; Kreislaufbereich in Vorwärmstellung

hend, in Richtung MOK-Eintritt drückt, wird der Teilstrom durch die Armatur „C“ diesem Pfropfen an der Stelle „3“ beigemischt. Am MOK-Eintritt entsteht damit eine Mischtemperatur, die am Vorwärmbeginn aus Speisewassereintrittstemperatur und Raumtemperatur im Reaktorgebäude-Innenraum gebildet wird (erster Teilsprung). In der Folgezeit steigt die Temperatur im Kreislauf an, da er sich wegen des Zuflusses heißen Wassers am Punkt „4“ zunehmend aufheizt. Zwar sinkt an den Stellen „5“ und „7“ die Temperatur des Hauptstromes

wieder leicht ab; aufgrund des deutlich größeren Durchsatzes durch den MOK als durch den NWA-ZK ist jedoch die Wärmebilanz für den Kreislauf positiv und führt zu dessen stetigem Temperaturanstieg. Ist der heiße Pfropfen von der Strömung durch „B“ bis zum Punkt „3“ geschoben, dann kehren sich an dieser Stelle die Temperaturverhältnisse um. Von „B“ kommend steht nun die anfängliche Raumtemperatur-Kaltfront an, über „C“ strömt aber Medium mit der momentanen, bereits erhöhten Kreislauf-Vorlauftemperatur. Die sich daraus ergebende Mischung führt zum zweiten Teilabfall, jedoch nur noch auf ein Niveau, das deutlich über der Raumtemperatur liegt. Unverzichtbar für die optimale Funktion dieses Vorwärmprinzips ist, daß die Stelle „3“ so nahe wie möglich am MOK-Eintritt platziert wird. Im weiteren Verlauf steigen die Temperaturen im gesamten Kreislauf bis zum Ende der Vorwärmzeit stetig an. Zur Kühlungsübernahme werden die beiden großen, vorlaufseitigen Parallelarmaturen geöffnet und die Regelungen am NWA-ZK (Leistungs- und Durchsatzregelung) aktiviert.

### 6.3.2.2 Einstellung der Drosselarmaturen in den Vorwärmleitungen

#### Armaturen „B“ und „C“ in Abb. 6.14

Diese handbetätigten Stellventile sind bei der Inbetriebsetzung in der Zwischenposition einzustellen und zu fixieren, die einerseits den gewünschten Gesamtdurchsatz durch den MOK, andererseits dessen vorgeplante Aufteilung auf „B“ und „C“ realisiert. Die MOK-Gesamtdurchsatzeinstellung erfolgt mit Hilfe der im System installierten Durchflußmeßstellen; die Aufteilung auf die beiden Vorwärmleitungen ist anhand der für sie errechneten Druckverluste vorzunehmen.

Es ist nicht möglich, die Position der beiden Handventile jeweils in Abhängigkeit der spezifischen Gegebenheiten zum Vorwärmbeginn anzupassen. Deshalb sind sie bei der Inbetriebsetzung für einen theoretischen, singulären Ausgangszustand einzustellen, der bzgl. Systembelastung alle denkbaren Varianten an Randbedingungs-Kombinationen abdeckt.

Im Einzelnen sind die folgenden Bedingungen variabel:

- Vorlauftemperatur des Nebenkühlwassers,
- Nebenkühlwasser-Durchsatz durch den NWA-ZK,
- Raumtemperaturen in Reaktorgebäude-Innenraum und –Ringraum,
- Speisewasser-Austrittstemperatur aus dem MOK, abhängig davon
  - mit welcher mittleren Moderatorstemperatur die Anlage vor dem Abschalten betrieben wurde, und
  - ob der speisewasserdurchströmte Teil des Kreislaufes vor dem Vorwärmbeginn mit Hilfe der An- und Abfahrpumpen gespült werden konnte. In diesem Fall nehmen auch die mantelseitigen MOK-Austrittsleitungen die Speisewassereintrittstemperatur an.
- Verlauf der Moderator-Eintrittstemperatur in den MOK während des Vorwärmbetriebes. Diese ist abhängig vom Abschaltanlaß sowie vom Zeitpunkt des Vorwärmstartes nach Reaktorabschaltung,
- Aufstellung der Komponenten und Verlegung der Rohrleitungen der einzelnen Teilsysteme, die den räumlichen Gegebenheiten im Reaktorgebäude anzupassen ist. Dadurch sind verschieden große Wasservolumina der Kreisläufe unvermeidbar. Um daraus resultierende Unterschiede in den Aufheizcharakteristiken zu minimieren, kann die Einstellung der Armaturen individuell für jeden Kreislauf variieren.

### Armatur „D“ in Abb. 6.14

Der einzustellende, mantelseitige Durchsatz durch den NWA-ZK ist von der verfügbaren Vorwärmzeit sowie dem Rohrleitungsvolumen von der Bypassabzweigung (Stelle „6“) bis zum NWA-ZK – genauer bis zu dessen Eintrittsbereich in die Wärmeaustauschzone – abhängig.

Da, wie beschrieben, der NWA-ZK auch bei der Vorwärmung rohrseitig voll durchströmt wird, wäre eine Aufwärmung des Kühlers selbst, auch bei einem erhöhten mantelseitigen Durchsatz, nicht möglich. Deshalb wird – zugunsten der Erwärmung des restlichen Kreislaufes – darauf verzichtet. Eine eigene Durchflußmeßstelle für die Einstellung der Armatur „D“ ist nicht eingebaut, sodaß vorhandene Temperaturmeßstellen hierfür heranzuziehen sind.

### 6.3.2.3 Beschreibung und Randbedingungen des Vorwärmvorganges

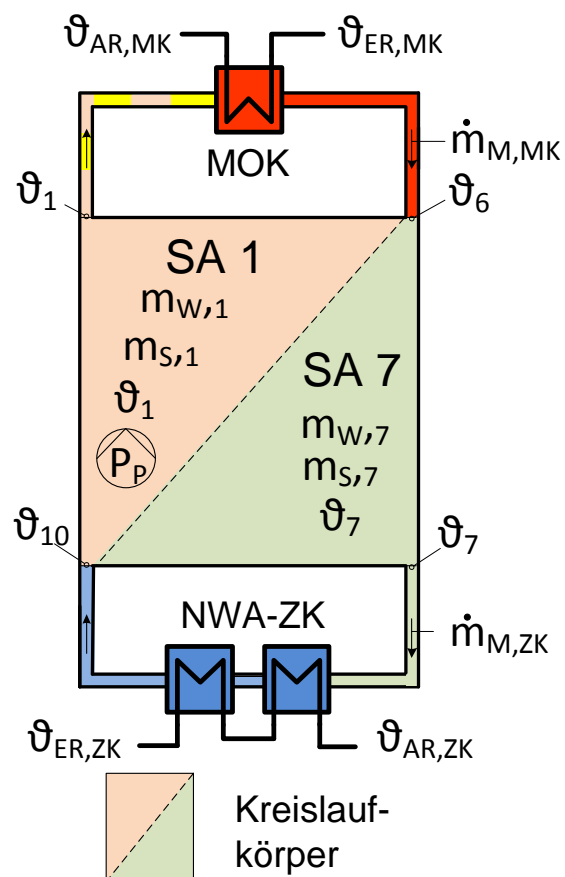
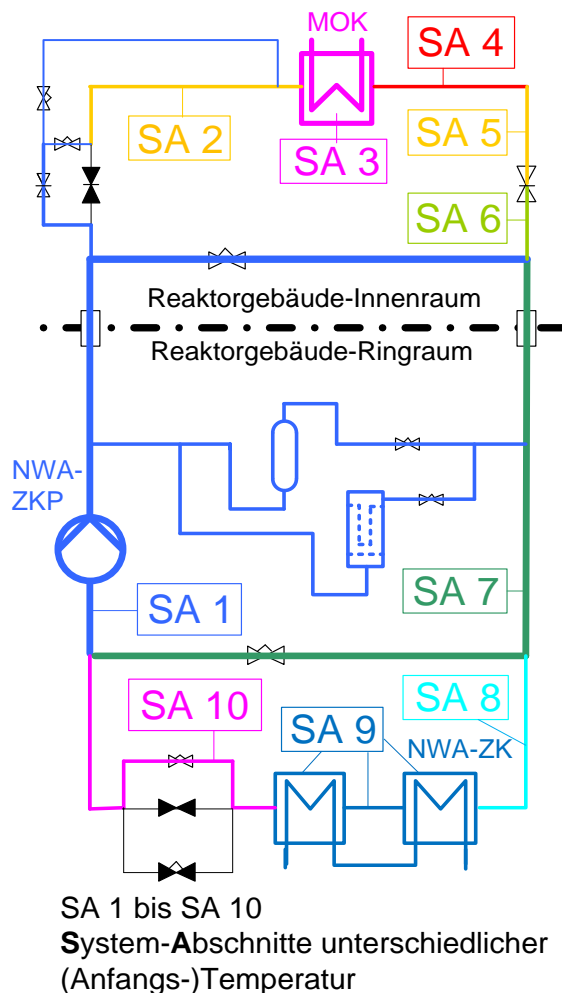
Für die thermodynamische Berechnung des Aufwärmvorganges ist es notwendig, den Kreislaufbereich in einzelne Systemabschnitte (SA) zu zerteilen. Dabei sind nur die Bereiche zu erfassen, die auch tatsächlich durchströmt werden. Abb. 6.15 gibt die Einteilung des Kreislaufes in zehn SA wieder. SA 4, 5 und 6 sind nur zu Beginn der Vorwärmung als separate Abschnitte zu behandeln, bis deren Wasserinhalte erstmals komplett in den SA 7 geschoben sind. Der SA 8-Inhalt wird während der Vorwärmzeit (mindestens) einmal komplett in den NWA-ZK gedrückt. In dieser Rohrleitung herrscht somit am Vorwärmende ein Temperaturprofil mit der Ringraum-Raumtemperatur am Kühlereintritt bis zur SA 7-Endtemperatur an der Bypassabzweigung. Es weicht allerdings vom Temperaturverlauf in SA 7 geringfügig ab, da die anfangs kalte SA 8-Rohrleitung dem Wasserstrom zusätzlich Wärme bis zum Temperatúrausgleich zwischen Stahl- und Wassermassen entzieht. Das äquivalente SA 8-Volumen wird als SA 10 und ggfs. einem Teil von SA 9 mit dem Bypassstrom von SA 7 vermischt. Der Ablauf innerhalb von SA 2 ist bereits in Kap. 6.3.2.1 beschrieben. Abhängig vom eingestellten, mantelseitigen MOK-Durchsatz wird das SA 2-Volumen während der Vorwärmzeit ca. 2 bis 3 Mal durch den MOK geschoben. Zur Aufheizberechnung selbst wurde ein Modell konzipiert, das in Abb. 6.16 dargestellt ist. Es betrachtet SA 1 und SA 7 zusammen als den Kreislaufkörper, dem vom MOK Wärme zugeführt, auf dem Weg über den NWA-ZK Wärme entzogen wird. Innerhalb dieses Kreislaufkörpers fungiert die laufende NWA-ZKP als zusätzliche Wärmequelle.

Der Berechnung liegen die folgenden Fakten, Annahmen und Vereinfachungen zugrunde:

- Die mantelseitigen Austrittstemperaturen von MOK und NWA-ZK nehmen während des gesamten Aufwärmvorganges – unabhängig von der Temperatur am Manteleintritt - die jeweilige rohrseitige Eintrittstemperatur an. Aufgrund der extrem unterschiedlichen Durchflußmengen zwischen Rohr- und Mantelseite beim Vorwärmen – sowohl im MOK als auch im NWA-ZK - trifft dies mit hinreichender Genauigkeit zu. Damit kann in der Aufheizrechnung auf die wärmetechnische Berechnung der beiden Wärmetauscher verzichtet werden.
- Die Wärmekapazität der Stahlmassen von Rohrleitungen, Formstücken, Armaturen und Komponenten etc. beträgt zwischen 20 und 30 % der Enthalpie des von ihnen eingeschlossenen Wassers und ist damit nicht vernachlässigbar. Da der Kreislaufbereich wärmeisoliert ist, nimmt die Stahlstruktur die Temperatur des durchfließenden Wassers ohne Wärmeabgabe an die Raumumgebung an (adiabatisches System). Bei der Ermittlung der Stahlmasse werden Formstücke und Armaturen wie durchgehende Rohrleitungen behandelt.



- Wärmeleitung von durchströmten in angrenzende, nichtdurchströmte Systemteile bleibt unberücksichtigt.
- Evtl. Temperatschichtungen in den Rohrleitungen bleiben unberücksichtigt.
- Die Temperaturen von SA 1 und SA 7 werden als homogen angenommen.  
SA 1/7-interne Temperaturänderungen
  - in SA 1 und SA 7 durch den Wärmeeintrag der NWA-ZKP, und
  - im SA 7 durch Zumischung des Massenstromes von Mechanischem Filter und Aktivitätsmeßstelle
 sind durch die rechnerische Behandlung von SA 1 und SA 7 als Einheit nivelliert.
- Während der Aufheizung erhöht sich der Kreislaufdruck durch das entstehende Ausdehnungswasser. Da sich der Ausgangsdruck auf einem beliebigen Wert zwischen den beiden Grenzwerten für das Ansprechen der NWA-DHP befindet, ist auch der Druckverlauf während der Vorwärmung nicht vorhersagbar. Für die Bestimmung der spezifischen Wärmekapazität des Wassers wird deshalb von einem repräsentativen, während der Aufwärmung als konstant angenommenen Druckwert, ausgegangen.



**Abb. 6.15:** CNA 2, NWA-Zwischenkühlungssystem, Kreislaufbereich; Einteilung in Systemabschnitte

**Abb. 6.16:** CNA 2, NWA-Zwischenkühlungssystem, Kreislaufbereich; Modell zur Vorwärberechnung

- Die spezifische Wärmekapazität der Stahlmassen ist temperaturabhängig. Zur Berechnungs-Vereinfachung wird auch hierfür mit einem konstanten Durchschnittswert für den gesamten Vorwärmvorgang gearbeitet.

Die getroffene Annahme, daß der gesamte SA 2 am Vorwärmbeginn die Speisewassereintrittstemperatur aus dem vorangegangenen Leistungsbetrieb aufweist setzt voraus, daß zwischen dem Abschalten der Anlage und dem Vorwärmstart keine Aufheizung des Wasserinhalts der Speisewasservorlaufleitung zum MOK durch den heißen MOK selbst aufgrund von Thermosiphonwirkung erfolgen kann. Bei CNA 2 muß jedoch wegen des vertikalen Rohrleitungsanschlusses an der Manteloberseite des MOK ein derartiger Effekt unterstellt werden. Der grundsätzliche Vorwärmungsablauf ändert sich dadurch nicht; die sich so einstellende Trennung von SA 2 in 2 Bereiche unterschiedlicher Temperatur bewirkt jedoch, daß der erste Teilsprung (siehe Abb. 6.18) bei einem höheren Temperaturniveau beginnt und sich zudem nochmals in 2 Stufen aufsplittet. In der bisherigen und weiteren Beschreibung und Berechnung der Vorwärmung ist diese Aufheizung von SA 2 nicht berücksichtigt, da sich die tatsächlich einstellende Temperatur der MOK-Vorlaufleitung am Vorwärmbeginn nur sehr unsicher quantifizieren läßt. Das Kapitel 7.2.2 greift diese Thematik auf und stellt eine Lösung vor, die dieses Problem mit einer Erweiterung der Vorwärmerschaltung behebt.

### 6.3.2.4 Berechnungsablauf

Die Berechnung erfolgt in zwei Schritten, wobei das Ergebnis von Schritt 1 die Eingabedaten für den 2. Schritt liefert.

Im **Schritt 1** wird der zeitliche Verlauf der mittleren Temperatur von (SA 1 + SA 7) innerhalb der Vorwärmzeit errechnet. Da sowohl  $\dot{m}_{M,MK}$  als auch  $\dot{m}_{M,ZK}$  klein gegenüber der Gesamtumwälzmenge sind, unterscheiden sich die tatsächlichen, gemittelten Temperaturen von SA 1 und SA 7 nur gering voneinander und werden deshalb im Berechnungsablauf zunächst gleichgesetzt. Sind die separaten Temperaturverläufe von SA 1 und SA 7 von Interesse, so können diese, ausgehend von der (SA 1 + SA 7) - Durchschnittskurve, im Nachhinein als Spreizung nach oben (SA 7) und nach unten (SA 1) ermittelt werden.

Im **Schritt 2** wird dann anhand dieser Durchschnittskurve für (SA 1 + SA 7) die Temperaturcharakteristik für den mantelseitigen Eintritt in den MOK erstellt. Diese Entkopplung des zweiten Schrittes vom ersten ist nur aufgrund der vorbeschriebenen Annahme möglich, nach der am MOK die mantelseitige Austrittstemperatur mit der rohrseitigen Eintrittstemperatur identisch ist, unabhängig von der mantelseitigen Eintrittstemperatur.

#### Schritt 1

Für den Kreislaufkörper (SA 1 + SA 7), in den nachfolgenden Gleichungen „1/7“ bezeichnet) gilt die Wärmebilanzgleichung (siehe hierzu Abb. 6.16):

$$\begin{aligned} \frac{dQ_{1/7}}{dt} &= \frac{d[(m_{W,1}+m_{W,7}) \cdot h_{W,1/7} + (m_{S,1} + m_{S,7}) \cdot c_S \cdot \vartheta_{1/7}]}{dt} \\ &= \dot{Q}_{zu,MK} + P_P - \dot{Q}_{ab,ZK} \end{aligned} \quad (6.4)$$

mit

$Q_{1/7}$	Wärmekapazität des Kreislaufkörpers (SA 1 + SA 7)	(kJ)
$\dot{Q}_{zu,MK}$	Über den MOK zugeführter Wärmestrom	(kJ/s)
$P_P$	Von der NWA-ZKP eingebrachte Leistung	(kW)

$\dot{Q}_{ab,ZK}$	Über den NWA-ZK abgeführter Wärmestrom	(kJ/s)
$m_{W,1}$	Wassermasse im Systemabschnitt SA 1	(kg)
$m_{W,7}$	Wassermasse im Systemabschnitt SA 7	(kg)
$h_{W,1/7}$	Spezifische Enthalpie von $m_{W,1}$ und $m_{W,7}$	(kJ/kg)
$m_{S,1}$	Stahlmasse des Systemabschnitts SA 1	(kg)
$m_{S,7}$	Stahlmasse des Systemabschnitts SA 7	(kg)
$c_S$	Spezifische Wärmekapazität von $m_{S,1}$ und $m_{S,7}$	(kJ/kg K)
$\vartheta_{1/7}$	Temperatur des Kreislaufkörpers (SA 1 + SA 7)	(°C)

Darin sind

$$\dot{Q}_{zu,MK} = \dot{m}_{M,MK} \cdot (h_6 - h_1) \quad (6.5)$$

mit	$\dot{m}_{M,MK}$	Mantelseitiger Massenstrom durch den MOK	(kg/s)
	$h_6$	Spezifische Enthalpie von $\dot{m}_{M,MK}$ am Eintritt in SA 7	(kJ/kg)
	$h_1$	Spezifische Enthalpie von $\dot{m}_{M,MK}$ am Austritt von SA 1 in SA 2	(kJ/kg)

$$P_P = \frac{\rho \cdot g \cdot H \cdot \dot{V}}{\eta_i} \quad (6.6)$$

mit	$\rho$	Spezifisches Gewicht von $m_{W,1}$	(kg/dm <sup>3</sup> )
	$g$	Erdbeschleunigung	(m/s <sup>2</sup> )
	$H$	Förderhöhe der NWA-ZKP	(m)
	$\dot{V}$	Förderstrom der NWA-ZKP	(m <sup>3</sup> /s)
	$\eta_i$	Innerer Wirkungsgrad der NWA-ZKP	(-)

$$\dot{Q}_{ab,ZK} = \dot{m}_{M,ZK} \cdot (h_7 - h_{10}) \quad (6.7)$$

mit	$\dot{m}_{M,ZK}$	Mantelseitiger Massenstrom durch den NWA-ZK	(kg/s)
	$h_7$	Spezifische Enthalpie von $\dot{m}_{M,ZK}$ am Austritt von SA 7 in SA 8	(kJ/kg)
	$h_{10}$	Spezifische Enthalpie von $\dot{m}_{M,ZK}$ am Eintritt in SA 1	(kJ/kg)

Im realen Berechnungsablauf wird die Aufheizung von (SA 1 + SA 7) jeweils innerhalb eines festzulegenden, endlichen Zeitabschnittes  $\Delta t$  ermittelt, die dann den Ausgangszustand für den nächsten Zeitabschnitt bildet. Damit wird aus der Differentialgleichung (6.4) die Wärmebilanzierung zwischen zwei Zeitpunkten „n“ und „n+1“.

$$\begin{aligned} \Delta Q_{1/7} &= \Delta \vartheta_{1/7} \cdot \left( \frac{V_{W,1/7}}{\bar{v}_{W,1/7}} \cdot \bar{c}_{W,1/7} + C_{S,1/7} \right) \\ &= (\vartheta_{1/7,n+1} - \vartheta_{1/7,n}) \cdot \left( \frac{V_{W,1/7}}{\bar{v}_{W,1/7}} \cdot \bar{c}_{W,1/7} + C_{S,1/7} \right) \\ &= \Delta t \cdot (\dot{Q}_{zu,MK} + P_P - \dot{Q}_{ab,ZK}) \end{aligned} \quad (6.8)$$

mit	$\Delta Q_{1/7}$	Wärmekapazitätsänderung des Kreislaufkörpers (SA 1 + SA 7) in $\Delta t$	(kJ)
	$\Delta \vartheta_{1/7}$	Temperaturänderung des Kreislaufkörpers (SA 1 + SA 7) in $\Delta t$	(K)
	$V_{W,1/7}$	Wasservolumen des Kreislaufkörpers (SA 1 + SA 7)	(m <sup>3</sup> )
	$\bar{v}_{W,1/7}$	Mittleres spezifisches Volumen von $V_{W,1/7}$ in $\Delta t$	(m <sup>3</sup> /kg)

$\bar{c}_{W,1/7}$	Mittlere spezifische Wärmekapazität von $V_{W,1/7}$ in $\Delta t$	(kJ/kg K)
$C_{S,1/7}$	Spezifische Wärmekapazität der Stahlmassen von (SA 1 + SA 7)	(kJ/K)
$\vartheta_{1/7,n+1}$	Temperatur des Kreislaufkörpers (SA 1 + SA 7) zum Zeitpunkt n+1	(°C)
$\vartheta_{1/7,n}$	Temperatur des Kreislaufkörpers (SA 1 + SA 7) zum Zeitpunkt n	(°C)
$\dot{Q}_{zu,MK}, P_P, \dot{Q}_{ab,ZK}$	siehe Erläuterung zu (6.4)	

Darin sind

$$\dot{Q}_{zu,MK} = (h_6 - \bar{h}_{W,1/7}) \cdot \frac{\dot{V}_{M,MK}}{\bar{v}_{W,1/7}} = [\vartheta_6 \cdot c_6 - \left(\frac{\vartheta_{1/7,n} + \vartheta_{1/7,n+1}}{2}\right) \cdot \bar{c}_{W,1/7}] \cdot \frac{\dot{V}_{M,MK}}{\bar{v}_{W,1/7}} \quad (6.9)$$

mit $\bar{h}_{W,1/7}$	Mittlere Spezifische Enthalpie von $m_{W,1}$ und $m_{W,7}$ in $\Delta t$	(kJ/kg)
$\dot{V}_{M,MK}$	Volumenstrom des mantelseitigen MOK-Durchsatzes $\dot{m}_{M,ZK}$	(m <sup>3</sup> /s)
$\vartheta_6$	Temperatur von $\dot{m}_{M,MK}$ am Austritt von SA 6	(°C)
$C_6$	Spezifische Wärmekapazität von $\dot{m}_{M,MK}$ am Austritt von SA 6	(kJ/kg K)

$$P_P = \frac{\dot{V} \cdot g \cdot H}{\bar{v}_{W,1/7} \cdot \eta_i} \cdot 10^{-3} \quad (6.10)$$

mit  $\dot{V}, g, H, \bar{v}_{W,1/7}, \eta_i$  siehe Erläuterung zu (6.6) und (6.8)

und

$$\dot{Q}_{ab,ZK} = (\bar{h}_{W,1/7} - h_{10}) \cdot \frac{\dot{V}_{M,ZK}}{\bar{v}_{W,1/7}} = \left[\left(\frac{\vartheta_{1/7,n} + \vartheta_{1/7,n+1}}{2}\right) \cdot \bar{c}_{W,1/7} - \vartheta_{10} \cdot c_{10}\right] \cdot \frac{\dot{V}_{M,ZK}}{\bar{v}_{W,1/7}} \quad (6.11)$$

mit $\dot{V}_{M,ZK}$	Volumenstrom des mantelseitigen Durchsatzes durch den NWA-ZK $\dot{m}_{M,ZK}$	(m <sup>3</sup> /s)
$\vartheta_{10}$	Temperatur von $\dot{m}_{M,ZK}$ am Austritt von SA 10	(°C)
$C_6$	Spezifische Wärmekapazität von $\dot{m}_{M,ZK}$ am Austritt von SA 10	(J/kg K)

Nach Einsetzen von (6.9), (6.10) und (6.11) in (6.8), sowie Umformung und Auflösen nach der gesuchten Temperatur  $\vartheta_{1/7,n+1}$  erhält man (6.12)

$$\vartheta_{1/7,n+1} = \quad (6.12)$$

$$\frac{\vartheta_{1/7,n} \cdot \frac{\bar{c}_{W,1/7}}{\bar{v}_{W,1/7}} \cdot [(V_{W,1/7} + C_{S,1/7} \cdot \frac{\bar{v}_{W,1/7}}{\bar{c}_{W,1/7}}) - \frac{\Delta t}{2} (\dot{V}_{M,MK} + \dot{V}_{M,ZK})] + \Delta t \cdot (\vartheta_6 \cdot \frac{\dot{V}_{M,MK}}{\bar{v}_{W,1/7}} \cdot c_6 + \frac{\dot{V} \cdot g \cdot H}{\bar{v}_{W,1/7} \cdot \eta_i} \cdot 10^{-3} + \vartheta_{10} \cdot \frac{\dot{V}_{M,ZK}}{\bar{v}_{W,1/7}} \cdot c_{10})}{\frac{\bar{c}_{W,1/7}}{\bar{v}_{W,1/7}} \cdot [(V_{W,1/7} + C_{S,1/7} \cdot \frac{\bar{v}_{W,1/7}}{\bar{c}_{W,1/7}}) + \frac{\Delta t}{2} \cdot \bar{c}_{W,1/7} (\dot{V}_{M,MK} + \dot{V}_{M,ZK})]}$$

Da diese Gleichung mit  $\bar{c}_{W,1/7}$  und  $\bar{v}_{W,1/7}$  Größen enthält, deren Höhe selbst von  $\vartheta_{1/7,n+1}$  abhängen, müssen die Werte hierfür zunächst angenommen und ggfs. in einem oder mehreren Iterationsschritten verifiziert werden. Die ersten drei Zeitabschnitte für die Berechnung der Kreislaufferwärmung sind durch das nacheinander erfolgende Ausschleichen der Wasserpfropfen von SA 4, 5 und 6 in SA 7 vorgegeben. Da SA 6 im Bereitschaftszustand vor der Anwärmphase nur Raumtemperatur annimmt, bewirkt dessen Eintritt in den Kreis-

laufkörper noch keine Aufheizung. Die anfänglich heißen Wasservolumina von SA 5 und SA 4 kühlen sich aufgrund des Temperatenausgleichs mit den jeweils vorgeschalteten, kälteren Stahlmassen von SA 5 und SA 6 noch ab, bevor sie in SA 7 eintreten. Erst nachdem der Anfangsinhalt von SA 4 vollständig in SA 7 gedrückt wurde, stellt sich auf der gesamten Stecke zwischen MOK-Austritt und SA 7-Eintritt ein stetiger Temperaturverlauf ein, der an der SA 7-Eintrittsstelle – mit einem zeitlichen Versatz - praktisch mit der Austrittstemperatur des MOK identisch ist. Bis zu diesem Zeitpunkt verläuft die Aufheizkurve für den Kreislaufkörper progressiv, da sich die Temperaturen und damit die Wärmeinhalte der nacheinander wirksam werdenden SA 6, 5, und 4 stark voneinander unterscheiden, d.h. von SA 6 bis SA 4 zunehmen. Mit dem anschließenden, kontinuierlichen Aufheizvorgang – bei linearer, zeitlich abfallender Moderatortemperatur – geht die Kurve bis zum Vorwärmende in einen leicht degressiven Verlauf über. Für die Aufheizkurve der NWA-ZKK in Abb. 6.18 wurde von den folgenden, für die Aufwärmung ungünstigsten Voraussetzungen ausgegangen.

Kreislaufzustand vor Beginn des Vorwärmbetriebes:

- Raumtemperatur im gesamten Reaktorgebäude: 15 °C (Minimalwert)
- Mittlere, gefahrene Moderatortemperatur: 170 °C, (Temperatur in SA 4: 171,2 °C)
- Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur: 7 °C (Minimalwert)

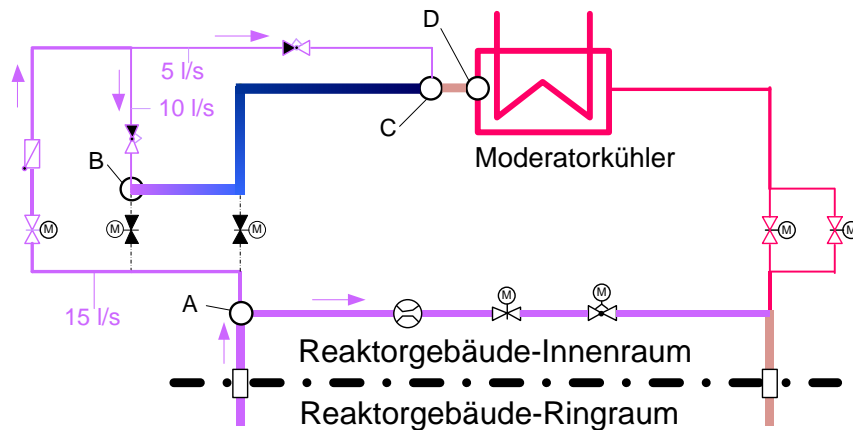
Vorwärmbetrieb:

- Moderatoreintrittstemperatur in den MOK: 240 °C (Anfangswert, anschließend mit 100 K/h abfallend)
- Mantelseitiger Volumenstrom durch den MOK: 15 l/s
- Mantelseitiger Volumenstrom durch den NWA-ZK: 2 l/s
- Gesamte Vorwärmdauer: 10 min

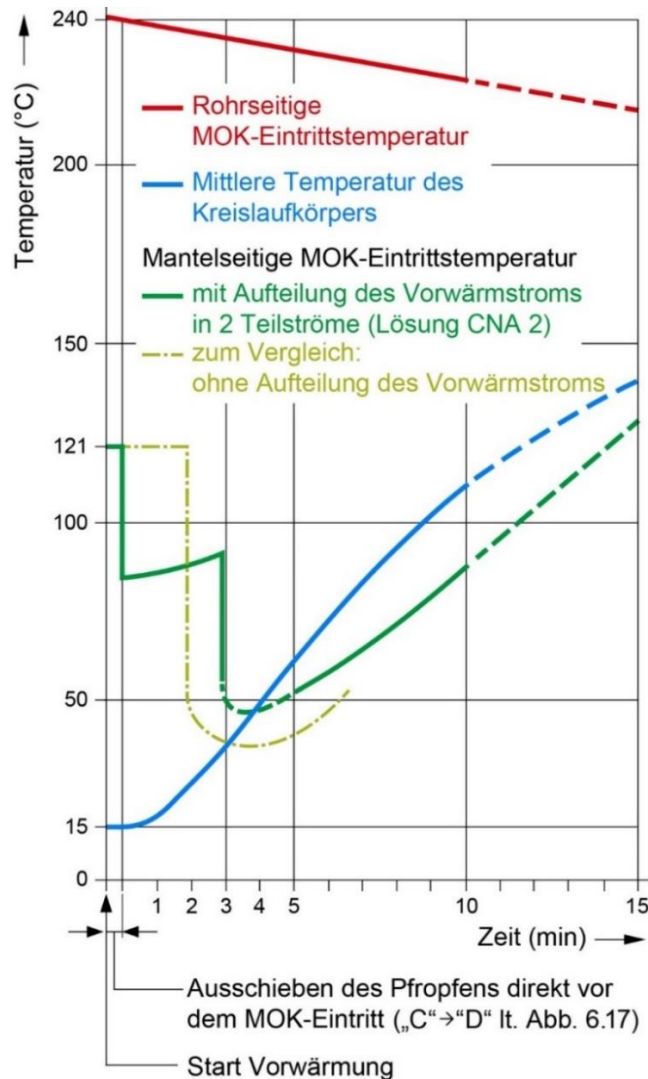
## Schritt 2

Abb. 6.17 soll das Prinzip der Temperaturschock-Milderung für den MOK-Eintritt genauer veranschaulichen. Es beruht u.a. auf den unterschiedlichen Strömungsgeschwindigkeiten in Haupt- und Vorwärmleitungen. Das Bild stellt eine „Momentaufnahme“ während des Vorwärmbetriebes nach dem erstmaligen Ausschieben des Pfropfens zwischen „B“ und „C“, dar. Das Temperaturprofil in der Hauptleitung zwischen „B“ und „C“ (SA 2) bildet annähernd die Aufheizung des Kreislaufkörpers innerhalb der Zeitspanne ab, die ein Fluidteilchen benötigt, um von „B“ nach „C“ zu gelangen (annähernd deshalb, weil auf dem Weg von „B“ nach „C“ ein Temperatenausgleich mit den umgebenden Stahlmassen erfolgt). Hat es Punkt „C“ erreicht, dann wird es vom Medium mit der aktuellen Kreislaufumtemperatur erwärmt, bevor es in den MOK eintritt. Der in Kap. 6.3.2.1 beschriebene erste Temperatursprung ist von diesem Ablauf noch unabhängig, da hierbei SA 2 noch insgesamt Speisewasser-Vorlaufumtemperatur hat; erst auf den zweiten Teilsprung und danach wirkt sich die Verzögerungsstrecke „B“→„C“ dahingehend aus, daß die MOK-Eintrittstemperatur niemals auf die Anfangstemperatur des Kreislaufkörpers absinken kann. Mit zunehmender Dauer gleichen sich die Temperaturen der beiden Vorwärm-Teilströme am Punkt „C“ immer weiter an und wären – bei genügend langer Vorwärmzeit - identisch, wenn sich zu- und abgeführte Wärmeleistung im Gleichgewicht befinden. Abb. 6.18 basiert auf den, unter „Schritt 1“ beschriebenen Voraussetzungen. Die rohrseitige MOK-Eintrittstemperatur sinkt, wie das gesamte Reaktor-/Moderatorkühlsystem, durch Verdampfung von Speisewasser in den DE mit einem Gradienten von 100 K/h ab. Der in „Schritt 1“ beschriebene progressiv-degressiv Übergang für die mittlere Temperatur des Kreis-

laufkörpers stellt sich ca. 4 – 5 min nach Vorwärmbeginn ein. Die mantelseitige MOK-Eintrittstemperatur bei Aufteilung des Vorwärmstromes in 2 Teilströme nach Abb. 6.17 erfährt,



**Abb. 6.17:** CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem, Vorwärmung;  
Prinzip der Temperaturschock-Milderung am mantelseitigen MOK-Eintritt



**Abb. 6.18:** CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem; Temperaturverläufe im Vorwärmbetrieb

nach erstmaligem Ausschleiben des Pfropfens direkt vor dem MOK („C“→“D“), ihren ersten Teilsprung auf ca. 85 °C. Der zweite Teilsprung nach weiteren ca. 3 min, gedämpft durch den Temperatenausgleich mit den benetzten Stahlmassen, senkt die sekundärseitige MOK-Eintrittstemperatur auf ca. 45 °C ab. Hinter der Kreuzung mit dem Temperaturverlauf des Kreislaufkörpers steigt sie fast parallel mit diesem an. Nach genügend langer Vorwärmdauer würden sich beide Kurven decken und in eine Horizontale übergehen. Zum Vergleich in strichpunktierter gelber Kurve der Verlauf ohne Aufteilung des Vorwärmstromes; die Höhe des entstehenden Einzelsprunges liegt dann bei ca. 80 K. Abb. 6.18 zeigt auch, daß nach einer Vorwärmzeit von 10 min unter den angenommenen Bedingungen noch eine Temperaturdifferenz von mehr als 100 K zwischen Kreislaufkörper und Moderator besteht, die eine fast sprungfreie Kühlungsübernahme noch nicht ermöglicht. In Kap. 7 werden Maßnahmen vorgeschlagen, um diese Situation zu verbessern. Beim planmäßigen, störungsfreien Abfahren der Kraftwerksanlage liegt die Moderatortemperatur während der Vorwärmung des NWA-ZKS nur bei ca. 120 °C, sodaß sich dabei die Umschaltung auf Kühlbetrieb deutlich schockärmer gestaltet.

### 6.3.3 Planmäßige Beendigung/Unterbrechung des Leistungsbetriebes

Der Ablauf eines Abfahrprozesses [6.5] wird wesentlich mitbestimmt

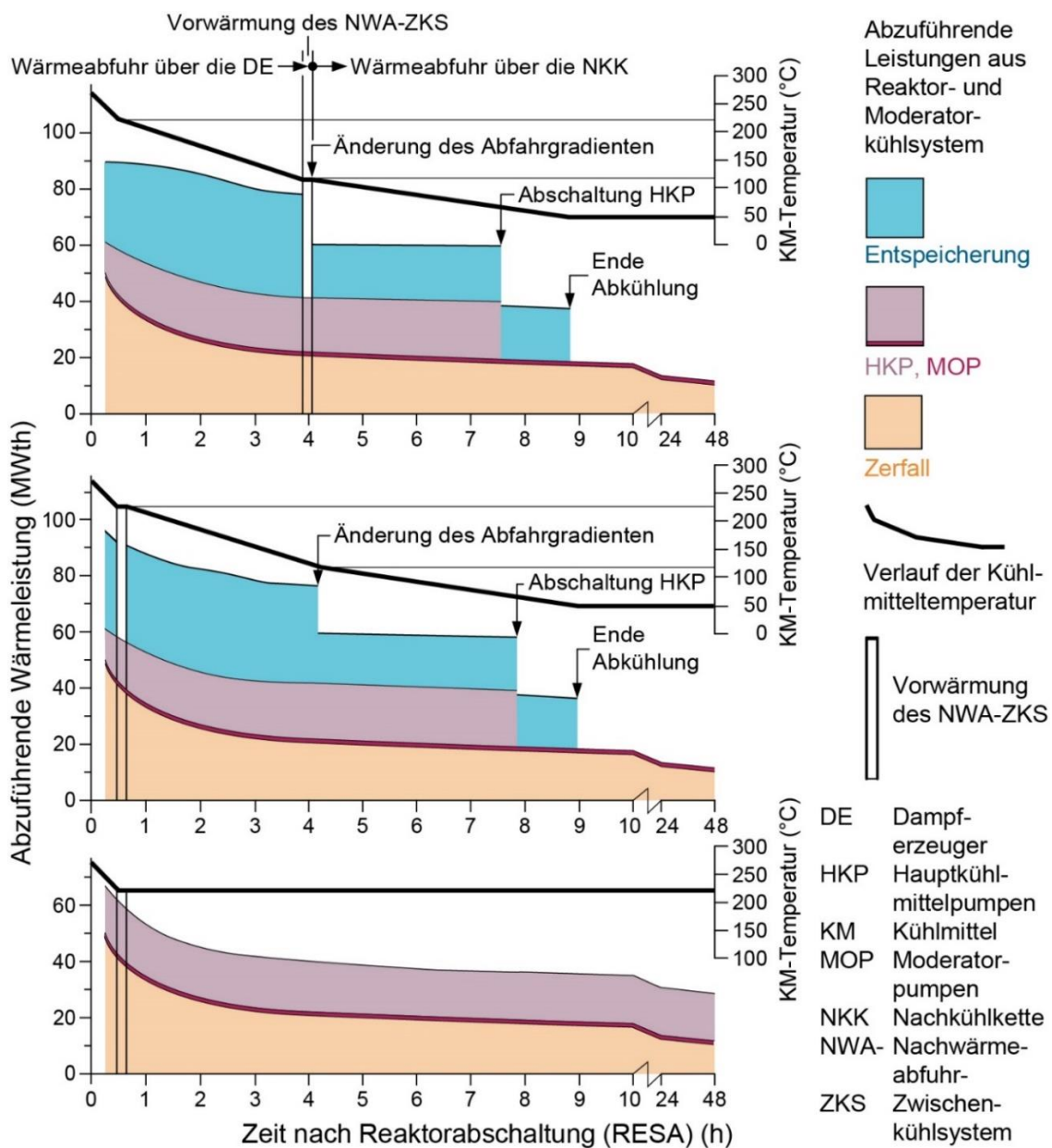
- vom Anlaß dafür, den Leistungsbetrieb zu unterbrechen oder zu beenden.  
Steht von vornherein fest oder besteht zumindest die Hoffnung, den Grund für das Abschalten in rel. kurzer Zeit beheben zu können und ist dabei kein Zugang zum Inneren des Reaktorkühlsystems erforderlich, dann kann es genügen, die Anlage nur auf „Heiß unterkritisch“ abzufahren und in diesem Zustand zu halten. Aufgrund der Xe-Vergiftung ist ein Wiederauffahren allerdings erst frühestens ca. 48 Stunden nach **Reaktor-Schnellabschaltung (RESA)** möglich. Stellt sich heraus, daß die Leistungsunterbrechung länger dauern wird, dann kann von diesem Zustand aus jederzeit das „Kaltfahren“ eingeleitet werden. Für geplante, längere Stillstandszeiten, z.B. zu routinemäßigen Wartungsarbeiten, wird das Reaktor/Moderator-Kühlsystem unterbrechungslos auf „kalt unterkritisch“ abgekühlt.
- von der Verfügbarkeit der Wärmeabfuhrreinrichtungen zum Abfahrzeitpunkt.  
Ist z.B. der Turbinenkondensator als Hauptwärmesenke dabei nicht einsetzbar, dann muß zumindest in der ersten Phase der im DE erzeugte Dampf über Dach abgeblasen werden, bevor die NKK übernehmen kann.
- von den äußeren Bedingungen während des Abfahrvorganges.  
Die Wärmeabfuhrkapazität der NKK hängt wesentlich von der aktuell herrschenden Nebenkühlwassertemperatur ab; bei sehr niedrigen Werten kann es evtl. genügen, selbst zum Ende des „Kaltfahrens“ nur einen Teil der verfügbaren NKK-Stränge zu aktivieren.

In Abb. 6.19 sind die abzuführenden Wärmeleistungen für die nachfolgend beschriebenen Standard-Abfahrcharakteristiken dargelegt. Dabei wird der Betrieb beider HKP unterstellt, um die Realisierbarkeit der Abkühlkurve auch bei maximalem Wärmeanfall prüfen zu können. Tabelle 6.1 gibt die Wärmeabfuhrdaten der NKK zu markanten Zeitpunkten des nicht-störfallbedingten Abfahrens und beim Halten der Anlage auf „Heiß unterkritisch“ wieder. Während bei allen Betriebsfällen zu Beginn erhebliche Überkapazität an abführbarer Wärme vorhanden ist, ist bei den Fällen mit Abfahren der Anlage auf „Nulllast kalt“ zum Ende des Abfahrvorganges – bei sehr hohen Nebenkühlwasser-Eintrittstemperaturen - evtl. mit einer Verzögerung bis zum Erreichen von 50 °C Kühlmitteltemperatur zu rechnen. Ein extremes Mißverhältnis zwischen benötigter und zur Verfügung stehender Wärmeabfuhrkapazität

herrscht erwartungsgemäß beim „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“, da hier – bei sehr hoher Kühlmitteltemperatur – keine Entsprechungswärme abzuführen ist.

### 6.3.3.1 Normalbetriebliches Abfahren der Anlage in den Zustand „Nulllast kalt“

Bei störungsfreiem Zustand aller sekundärseitigen Einrichtungen für die Wärmeabgabe an die äußere Wärmesenke erfolgt der Wärmetransfer aus Reaktor- und Moderator-Kühlsystem so lange ausschließlich über die DE, bis dies für das Kaltfahren der Anlage, aufgrund des Temperaturangleichs von Kühlmittel und Speisewasser (ab ca. 120 °C) nicht mehr möglich ist (Abb. 6.19, oben). Erst dann übernimmt die NKK, nach Vorwärmung des NWA-ZKS, die weitere Abkühlung bis auf eine Temperatur, die auch ein ggfs. erforderliches Öffnen des RDB zulässt.



**Abb. 6.19:** CNA 2, Betriebliches Abfahren bzw. Halten der Anlage auf „Heiß unterkritisch“; Abzuführende Wärmeleistungen



Die abzuführende Wärmeleistung setzt sich anfangs aus vier Anteilen zusammen:

- der unvermeidbar anfallenden Zerfallsleistung,
- dem Wärmeeintrag der laufenden HKP,
- dem Wärmeeintrag der laufenden MOP, und
- der Wärmeleistung aus der Entspeicherung von Kühlmittel, Moderator, Speisewasserinhalt der DE, sowie aller Feststoffmassen innerhalb von Reaktor- und Moderatorkühlsystem (Stahl, Uran, Brennstab- und Heizrohrmaterial, usw.) [6.6].

Nach Unterschreitung eines bestimmten Druckwertes im Reaktor/Moderator-Kühlsystem werden die HKP ausgeschaltet. Ist im weiteren Abkühlverlauf die gewünschte Endtemperatur des Gesamtsystems erreicht, dann entfällt auch die Entspeicherungswärme, sodaß dann nur noch der Wärmeeintrag von MOP sowie die Zerfallsleistung abzuführen sind. Die kritischen Zeitpunkte bzgl. NKK-Grenzkapazität sind kurz vor dem Abschalten der HKP sowie zum Ende der Abkühlung, da hierbei das Verhältnis von anfallender Wärmemenge zur verfügbaren Temperaturspanne der NKK ein Maximum erreicht.

### **6.3.3.2 Abfahren der Anlage in den Zustand „Nulllast kalt“ bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke**

Steht die Wärmeabfuhr über den Turbinenkondensator nicht zur Verfügung, dann ist unmittelbar nach Reaktorabschaltung der in den DE erzeugte Dampf über Dach abzublasen. Sobald nach Umschaltung des Moderatorkühlsystems in den Nachkühlmodus die Temperatur zwischen Kühlmittel und Moderator ausgeglichen ist (normal bei 220 °C), ist zu entscheiden, ob

- auch das weitere Abfahren – solange möglich, also bis 120 °C - über die DE mit Dampf-abblasen erfolgen, und erst danach die NKK übernehmen soll, oder
- unverzüglich die Vorwärmung des NWA-ZKS eingeleitet wird, um anschließend die NKK zur Wärmeabfuhr zu aktivieren.

In Abb. 6.19, Mitte, ist der letztgenannte Fall dargestellt. Im Vergleich zum normalbetrieblichen Abfahren nach 6.3.3.1 liegt aufgrund geänderter Druckverhältnisse auf der DE-Sekundärseite die Ausgleichstemperatur von Kühlmittel und Moderator etwas höher (bei ca. 228 °C). Dadurch verschieben sich die Abfahrgradienten-Änderungen und die Abschaltung der HKP geringfügig nach hinten. Außerdem sinkt die Entspeicherungslleistung leicht ab, weil die sekundärseitigen Inhalte der MOK nicht mehr in die Speicherbilanz eingehen, sondern Bestandteile der NKK werden und somit über diese mitabgekühlt werden.

### **6.3.3.3 Halten der Anlage auf „Heiß unterkritisch“ bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke**

Besonderheit dieses Anlagenzustandes (Abb. 6.19, unten) ist, daß durch das Konstanthalten der Kühlmitteltemperatur nach Erstabkühlung über die DE und Temperaturengleich von Kühlmittel und Moderator keine Entspeicherungswärme mehr anfällt. Die Anlage kann anschließend entweder weiter über die DE (und die Hauptwärmesenke oder durch Dampf-abblasen über Dach) oder alternativ über die NKK beliebig lange in diesem Zustand gehalten werden. Abhängig vom Fortgang der Aktionen bzw. Arbeiten, die zum Abschalten der Anlage geführt haben, kann aber auch jederzeit entschieden werden, das Kraftwerk in den Zustand „Nulllast kalt“ zu überführen. Für das Wiederauffahren müssen jedoch, wie beschrieben, mindestens ca. 48 Stunden nach Reaktorabschaltung vergangen sein.

Betriebsfall	Aktion/Zustand	Zeit nach RESA	Kühlmitteltemperatur	Kühlmitteldruck	Abzuführende Wärmeleistung	Max. abführbare Wärmeleistung		Notwendige NKK-Strangzahl in Betrieb bei Nebenkühlwasser-Vorlauf-temperatur	
						28 °C	7 °C		
<b>Normalbetriebliches Abfahren der Anlage in den Zustand "Nulllast kalt" bei verfügbarer Hauptwärmesenke</b> (bis 120 °C über die DE und den Turbinenkondensator, dann über die Nachkühlkette) (Abb. 6.19, oben)	Kühlungsübernahme durch die NKK nach Vorwärmung	4,1	120	34	60,5	41,0	48,5	2	2
						(35,5)	(41,5)	(2)	(2)
<b>Abfahren der Anlage in den Zustand "Nulllast kalt" bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke</b> (bis 228 °C über die DE durch Dampf-abblasen über Dach, dann über die Nachkühlkette) (Abb. 6.19, Mitte)	Ende Betrieb der Hauptkühlmittelpumpen	7,6	67	34	60,0	16,0	23,7	4	3
<b>Abfahren der Anlage in den Zustand "Nulllast kalt" bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke</b> (bis 228 °C über die DE durch Dampf-abblasen über Dach, dann über die Nachkühlkette) (Abb. 6.19, unten)	Kühlungsübernahme durch die NKK nach Vorwärmung	0,7	228	113,5	91,0	94,2	101,2	1	1
						(82,2)	(88,9)	(2)	(2)
<b>Halten der Anlage auf "Heiß unterkritisch bei Nicht-verfügbarkeit der Hauptwärmesenke"</b> (bis 220 °C über die DE durch Dampf-abblasen über Dach, dann über die Nachkühlkette) (Abb. 6.19, unten)	Änderung des Abfahr-gradienten (30 K/h → 15 K/h)	4,2	120	34	77,0	41,0	48,5	2	2
						(35,5)	(41,5)	(3)	(2)
<b>Halten der Anlage auf "Heiß unterkritisch bei Nicht-verfügbarkeit der Hauptwärmesenke"</b> (bis 220 °C über die DE durch Dampf-abblasen über Dach, dann über die Nachkühlkette) (Abb. 6.19, unten)	Ende Betrieb der Hauptkühlmittelpumpen	7,9	67	34	58,5	16,0	23,7	4	3
<b>Halten der Anlage auf "Heiß unterkritisch bei Nicht-verfügbarkeit der Hauptwärmesenke"</b> (bis 220 °C über die DE durch Dampf-abblasen über Dach, dann über die Nachkühlkette) (Abb. 6.19, unten)	Kühlungsübernahme durch die NKK nach Vorwärmung	0,7	220	113,5	58,0	90,0	97,2	1	1
						(78,7)	(85,4)	(1)	(1)
<b>Halten der Anlage auf "Heiß unterkritisch bei Nicht-verfügbarkeit der Hauptwärmesenke"</b> (bis 220 °C über die DE durch Dampf-abblasen über Dach, dann über die Nachkühlkette) (Abb. 6.19, unten)	Frühestes Ende des Zustandes "Heiß unterkritisch"	48,0	220	113,5	29,0	90,0	97,2	1	1
						(78,7)	(85,4)	(1)	(1)

Zahlen in Klammern: MOK-Bypass geöffnet  
 \*. Planmäßiger Abkühlgradient (15 K/h) am Abfahrende bei Nebenkühlwasser-Vorlauf-temperaturen > 24 °C evtl. nicht mehr realisierbar

Tab. 6.1: CNA 2, Planmäßige Beendigung/Unterbrechung des Leistungsbetriebes; Daten der NKK

### 6.3.4 Unplanmäßige Beendigung des Leistungsbetriebes

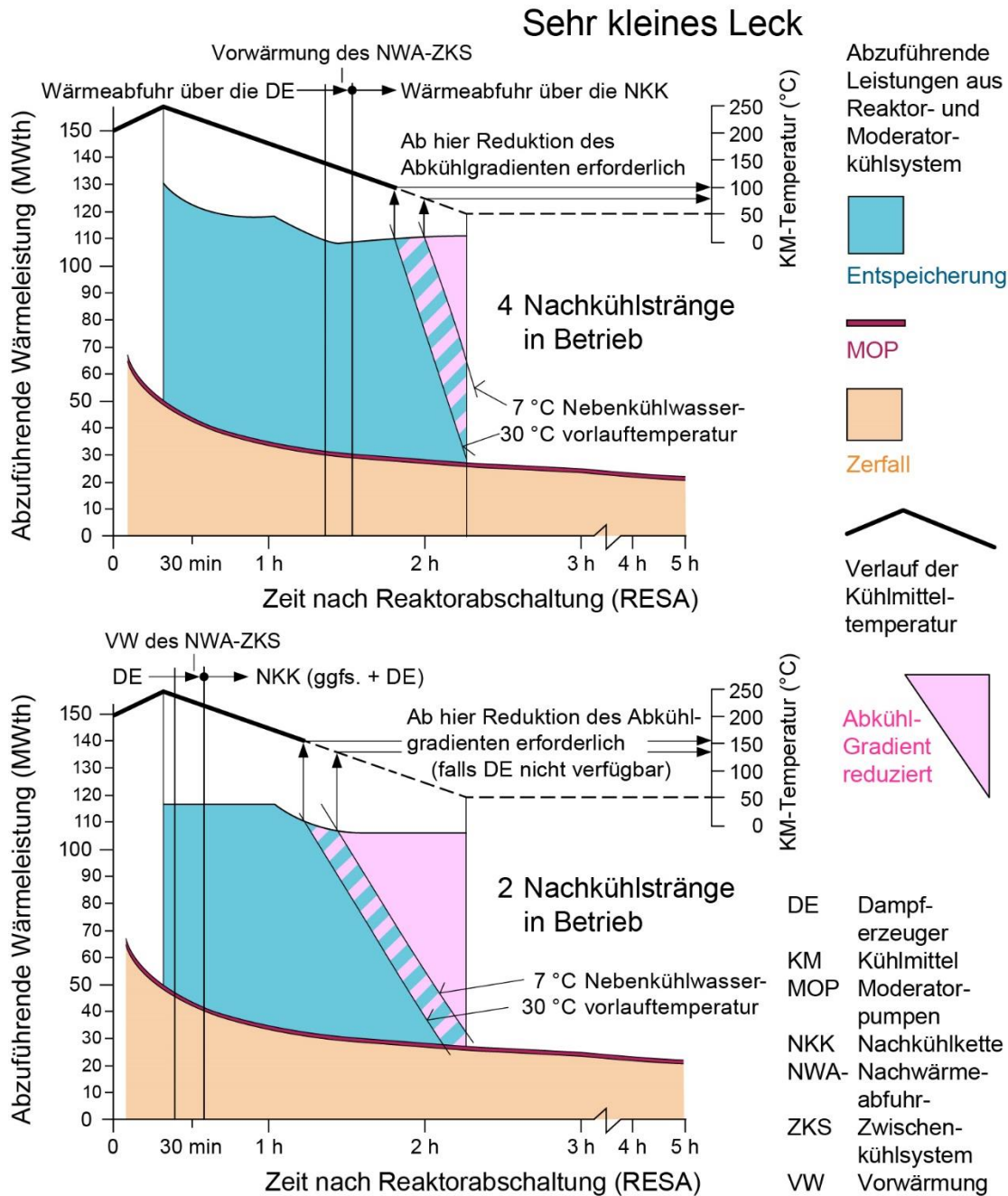
Die Gründe für unplanmäßiges Abschalten der Anlage lassen sich grob einteilen in:

- Betriebsstörungen durch
  - interne Ursachen wie z. B. Fehlbedienung von Armaturen, Ausfall von Meßgeräten, Ausfall oder ungewollte Zu- oder Abschaltung von Pumpen etc.
  - externe Ursachen wie Netzausfall mit Versagen der Umschaltung auf Eigenbedarf; als Folge davon Abfahren der Anlage oder Halten auf „Heiß unterkritisch“ über die Notstromversorgung.
- Schäden an der Anlage aufgrund
  - äußerer Einwirkungen, wie Erdbeben oder zivilisationsbedingte Vorkommnisse,
  - intern eintretender Ereignisse, insbesondere mit Mediumverlust in Reaktorkühl-, Moderatorkühl-, Speisewasser- oder Frischdampfsystem.

Mit diesen Ursachen lassen sich praktisch beliebig viele, unterschiedliche Störungsszenarien konstruieren. Die Fahrweise von NKK und NWA-ZKS unterscheidet sich jedoch nur bei der letztgenannten Untergruppe stark von den normalbetrieblichen Abfahrcharakteristiken; deshalb wird im Folgenden auch nur auf die Beherrschbarkeit dieser Schadensfälle eingegangen.

#### 6.3.4.1 Sehr kleines Leck in Reaktor- oder Moderator-Kühlsystem mit Mediaustritt in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre

Dieser Schadenstyp ist dadurch gekennzeichnet, daß der durch das Leck verursachte Mediumverlust von angrenzenden Systemen (Volumenregelsystem, Leckageergänzungssystem) überspeist werden kann. Dadurch bleiben Druck und Fluidinventar und damit die Möglichkeit eines kontrollierten Abkühlens von Reaktor- und Moderator-Kühlsystem aufrechterhalten. Steht auch die Sekundärseite der DE zur Verfügung, dann ist auch die Wärmeabfuhr hierüber funktionsfähig. Der Druck und damit auch die Temperatur von Reaktor- und Moderator-Kühlsystem sind gegenüber dem normalbetrieblichen Abfahren der Anlage jedoch beschleunigt abzusinken, wodurch sich die Entspeicherungsleistung entsprechend erhöht. Andererseits entfällt die Leistung der HKP, die von den anstehenden Notkühlsignalen gezielt abgeschaltet werden. In Abb. 6.20 oben ist der Fall dargestellt, daß die Wärmeabfuhr bis 120 °C allein über die DE erfolgt. Anschließend – nach Vorwärmung des NWA-ZKS – über die NKK. Es wird in diesem Beispiel unterstellt, daß alle vier Nachkühlstränge funktionsfähig sind. Dennoch kann der gewünschte, hohe Abkühlgradient nur bis zu einer bestimmten Kühlmitteltemperatur realisiert werden. Darunter ist die Abfahrregelung auf einen niedrigeren Gradienten einzustellen oder es ist die NKK mit ihrer vollen Wärmeabfuhrkapazität zu betreiben, wodurch sich der weitere Kühlmittel-Temperaturverlauf selbständig einstellt. In Abb. 6.20 unten wird von nur zwei verfügbaren Nachkühlsträngen ausgegangen (Reparatur/Instandhaltung und Einzelfehler). In diesem Fall unterschreitet die Wärmeabfuhrkapazität der NKK – bei höchster, zu unterstellender Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur - schon oberhalb einer Kühlmitteltemperatur von 150 °C die gewünscht abzuführende Wärmeleistung. Sind die DE funktionsfähig, können diese parallel zu den beiden Nachkühlsträngen eingesetzt werden, wodurch der geplante Abkühlgradient bis 120 °C Kühlmitteltemperatur aufrechterhalten werden kann. Darunter tritt jedoch unvermeidbar eine Abkühlverzögerung ein. Die Zeit bis zum Erreichen der Endtemperatur des Reaktor-/Moderator-Kühlsystems (z.B. 50 °C) verlängert sich mit zunehmender Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur.



**Abb. 6.20:** CNA 2, Abfahren bei sehr kleinem Leck mit Mediumverlust in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre; Abzuführende Wärmeleistungen

### 6.3.4.2 Kleines Leck in Reaktor- oder Moderator-Kühlsystem mit Mediaustritt in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre

Es wird davon ausgegangen, daß auch ein Leckgrößenspektrum der Kategorie „Kleines Leck“ noch überspeist werden kann, allerdings nur durch den Betrieb des Sicherheitseinspeisesystems. Nachdem dessen Druckspeicher (über das Moderator-kühlsystem) sowie die Flutbehälter (direkt) in den Gebäudesumpf des Reaktorgebäude-Innenraumes entleert sind, fördern die SEP – aus dem Gebäudesumpf ansaugend – eine Mischung aus H<sub>2</sub>O und D<sub>2</sub>O in das Reaktorkühlsystem. Im Unterschied zum PLWR, bei dem der Förderstrom der SEP ungekühlt

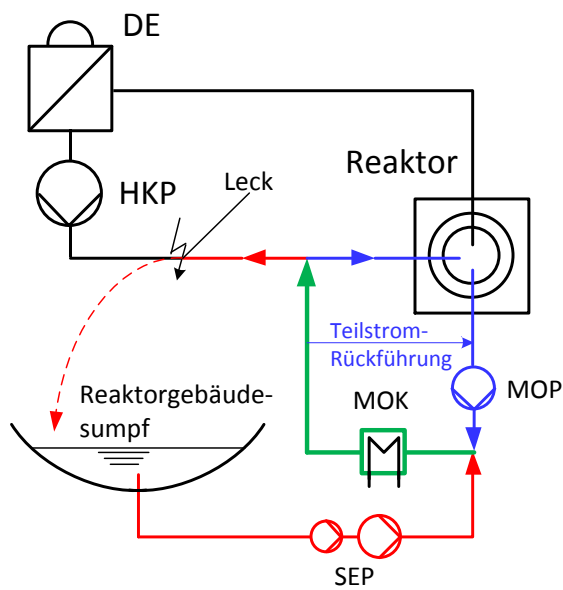
in das Primärsystem eingespeist wird, durchströmt dieser beim PHWR vorher die MOK-Rohrseite und wird damit ein Bestandteil der NKK. Beim „kleinen Leck“ kann dennoch nicht davon ausgegangen werden, daß die abgekühlte SEP-Fördermenge – identisch mit der Leckausströmrage – allein ausreicht, um die gewünschte, hohe Abkühlgeschwindigkeit des Reaktorkühlsystems bis zum Zustand „kalt“ aufrechtzuerhalten. Deshalb werden in diesem singulären Fall SEP und MOP parallel betrieben, wodurch die beiden Teilströme zusammengeführt und gemeinsam durch den MOK geleitet und gekühlt werden (Abb. 6.21). Die konkreten thermohydraulischen Bedingungen im Reaktor- und Moderator-Kühlsystem nach einem kleinen Leck sind im Wesentlichen abhängig von

- der Leckbeschaffenheit (Größe, Form),
- der Lecklage,
- den Umgebungsbedingungen (z. B. der Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur),
- der Verfügbarkeit der sekundärseitigen Wärmesenke (DE)
- der Anzahl der einsatzbereiten NKK-Stränge, bzw.
- der Gegebenheit, welche der NKK-Redundanzen funktionsfähig sind (für den Fall, daß einzelne Stränge ausfallen).

Ein eindeutig definierter, charakteristischer Systemzustand läßt sich aufgrund der Vielzahl der genannten Abhängigkeiten kaum vorausbestimmen. Abb. 6.21 veranschaulicht prinzipiell und stark vereinfacht die Situation des Parallelbetriebes von SEP und MOP.

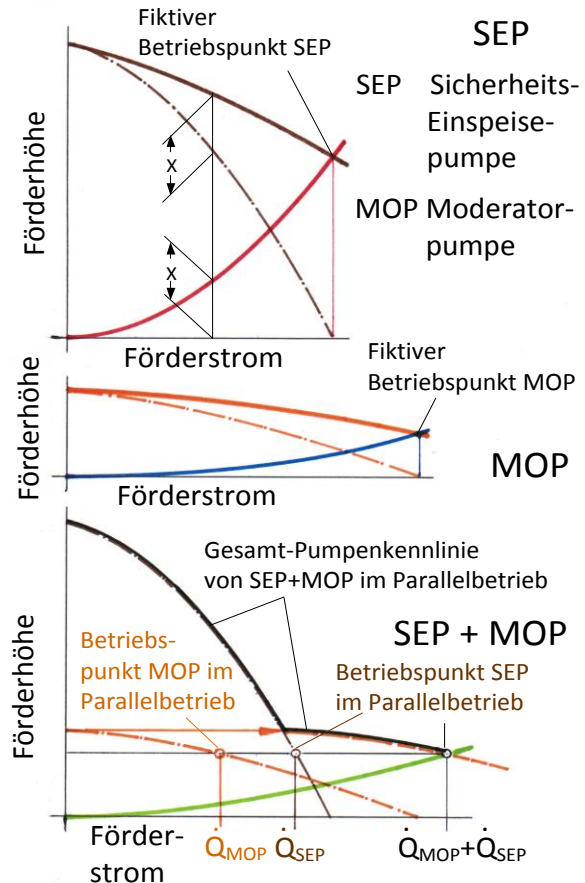
Die Fördermengen beider Pumpen vereinigen sich vor dem MOK und trennen sich – in diesem Beispiel - nach Abkühlung im MOK in einen Strom zur Reaktorkühlung sowie einen Leckstrom, der dem SEP-Förderstrom äquivalent ist. Ein kleiner Teilstrom wird noch vor dieser Verzweigung auf die MOP-Saugseite zurückgeführt, wodurch in jedem Fall die notwendige Mindestmenge für den MOP-Betrieb sichergestellt ist.

Mit der in Abb. 6.22 dargestellten Methode [6.7] wird versucht, eine orientierende Aussage zum Gesamtdurchsatz und zu den sich einstellenden Fördermengen von SEP und MOP anhand von deren Pumpenkennlinien zu erhalten. Die zugeordneten Anlagenkennlinien ergeben sich über die Widerstandsbeiwerte der jeweils getrennt verlaufenden Systemabschnitte (in Abb. 6.21: SEP: rot, MOP: blau). Statische Förderhöhenanteile sowie die Wirkung der genannten Teilstromrückführung bleiben bei dieser einfachen Abschätzung unberücksichtigt. Der erste Schritt ist die Ermittlung der sog. „reduzierten Pumpenkennlinien“ in Form der strichpunktierten Kurven für SEP (oben) und MOP (Mitte). Diese beiden „reduzierten Pumpenkennlinien“ werden nun in einem weiteren Diagramm (unten) zusammengeführt, indem die Abszissenwerte der MOP-Kurve – ab dem Schnittpunkt einer Horizontalen auf Höhe der MOP-Nullförderhöhe mit der SEP-Kennlinie - zu den Werten der SEP-Kurve hinzuaddiert werden. Auf diese Weise entsteht die schwarze Gesamt-Pumpenkennlinie im unteren Teil von Abb. 6.22. Die Anlagenkennlinie im unteren Bild (grüne Kurve) berücksichtigt dann nur noch den gemeinsam durchströmten, in Abb. 6.21 grün gezeichneten Systemteil, zu dem auch die Rohrseite des MOK gehört. Die beiden Einzelfördermengen von SEP und MOP werden durch Kreuzung einer Horizontalen durch den „Parallel-Betriebspunkt“ mit den beiden „reduzierten Kennlinien“ gewonnen. Der Betriebspunkt der SEP (und damit die Steigung ihrer Anlagenkennlinie) wird ausschließlich von der jeweiligen Leckrate bestimmt, während der Betriebspunkt der MOP hiervon kaum beeinflusst wird; (es sei denn, die Leckstelle liegt innerhalb der gleichen Moderatorschleife). Aus Abb. 6.22 unten läßt sich damit die Tendenz ableiten, daß mit zunehmender Leckmenge der Förderanteil der SEP größer, der der MOP kleiner wird.



- DE Dampfzeuger
- HKP Hauptkühlmittelpumpe
- MOK Moderatorkühler
- MOP Moderatorpumpe
- SEP Sicherheitseinspeisepumpe

**Abb. 6.21:** CNA 2, Parallelbetrieb von Sicherheitseinspeisepumpe und Moderatorpumpe; Prinzipschema



**Abb. 6.22:** CNA 2, Parallelbetrieb von Sicherheitseinspeisepumpe und Moderatorpumpe; Näherung zur Fördermengen-Ermittlung

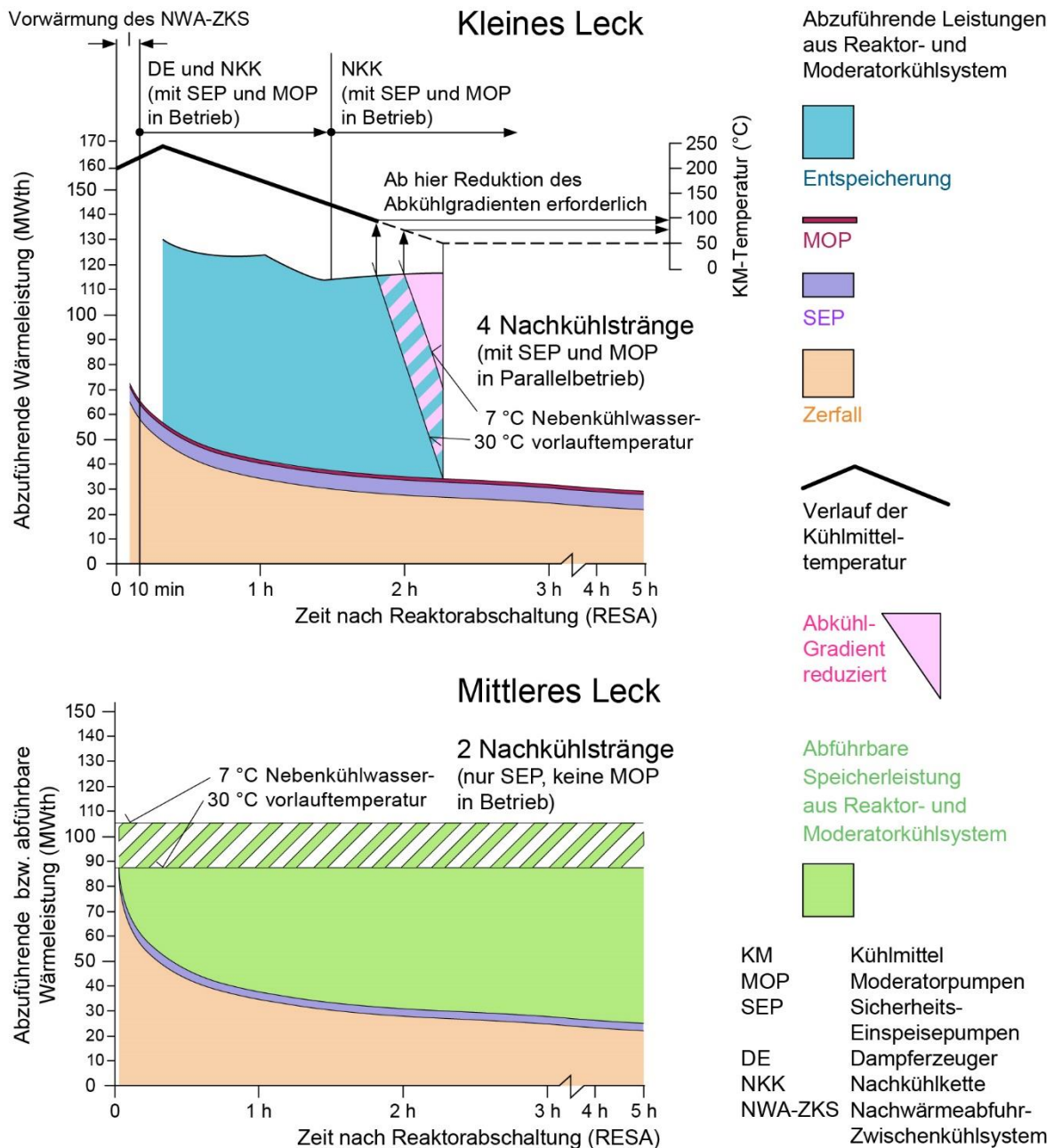
In Abb. 6.23 oben sind für das „Kleine Leck“ Kühlmitteltemperatur und abzuführende Wärmeleistungen in Abhängigkeit der Zeit nach Reaktorabschaltung aufgetragen unter der Voraussetzung, daß die komplette NKK funktionsfähig ist. Für die Berechnung der Grenzlinien, unterhalb derer eine Reduktion des Abkühlgradienten in Kauf genommen werden muß, wurden konservativ nur die Nennfördermengen der SEP herangezogen, ein zusätzlicher Mengenbeitrag der MOP aus dem Parallelbetrieb wurde nicht berücksichtigt.

Die Vorwärmung des NWA-ZKS erfolgt hier unmittelbar nach Störfalleintritt.

Auch wenn der gewünschte Abkühlgradient für das Reaktorkühlsystem bis 120 °C allein durch Betrieb der NKK erreicht werden könnte, wird – bei Verfügbarkeit der DE – die begleitende und für die Werkstoffe schonendere Wärmeabfuhr über die Sekundärseite nicht eingestellt.

### 6.3.4.3 Mittleres Leck in Reaktor- oder Moderator-Kühlsystem mit Mediaustritt in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre

Werden nach [6.8] geforderte Nachweise für einen Bruchausfluß erbracht, dann kann über das sog. „Leck-vor-Bruch“-Kriterium der akute Abriß u.a. der größten Rohrleitungen des Reaktorkühlsystems (HKL) ausgeschlossen werden. Für CNA 2 ist ein „Mittleres Leck“ als Störfall mit der maximalen Ausströmrates zu unterstellen, der mit zwei der vier Nachkühlstränge



**Abb. 6.23:** CNA 2, Abfahren bei kleinem Leck (oben) und bei mittlerem Leck (unten) mit Mediumverlust in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre; Abzuführende bzw. abführbare Wärmeleistungen

unter Betrieb der SEP mit Nenndurchsatz bei höchstmöglicher Nebenkühlwasser-Vorlauf-temperatur zu beherrschen ist (Abb. 6.23 unten). Mit der massiven Freisetzung von heißem Primärmedium in den umgebenden Reaktorinnenraum ist die Betrachtung der Einheit von Reaktor- und Moderator-Kühlsystem als geschlossenem, temperaturhomogenem, adiabatem Wärmebilanzraum, der kontrolliert über einen gewünschten Abkühlgradienten kaltgefahren werden kann, nicht mehr gegeben. Vielmehr liegt der Fokus in diesem Fall auf der stets gesicherten Kühlbarkeit der BE in den Kühlkanälen. Grenzbedingung für die thermodynamische NKK-Auslegung ist, daß bei Kühlungsübernahme die abzuführende Wärmeleistung der

neu erzeugten Wärme aus Zerfall und eingetragener SEP-Leistung entspricht (die MOP sind gezielt ausgeschaltet worden). Mit zunehmender Kühldauer wird aufgrund der abnehmenden Zerfallsleistung Kapazität zur Entspeicherung frei (grüner Bereich in Abb. 6.23 unten). Da die NKK auch langfristig unregelmäßig mit maximalen Durchsätzen weiterbetrieben wird, stellt sich der Abkühlverlauf des gesamten Wasserinventars, der metallischen Massen sowie der durch die Leckage aufgeheizten Struktur innerhalb des Reaktorgebäude-Innenraumes selbständig ein. Besonderheiten dieses Einsatzfalles für das NWA-ZKS sind:

- eine Vorwärmzeit, wie für alle anderen Betriebsfälle möglich, steht nicht zur Verfügung,
- zum Schutz des NWA-ZK vor unzulässig hohen Temperaturen am mantelseitigen Eintritt ist nach dem Start der NWA-ZKP (Umwälzbeginn) der mantelseitige Bypass um den MOK so lange geöffnet zu halten, bis die vom vorangegangenen Leistungsbetrieb heißen Volumina der Systemabschnitte SA 2 bis 5 in Abb. 6.15 die Mischstelle mit dem MOK-Bypass (Eintritt von SA 1 in SA 6) passiert haben. Für die bei CNA 2 gegebenen, geometrischen Verhältnisse und unter Berücksichtigung von Armaturenstellzeiten ist dies nach spätestens ca. 3 min erfüllt. Die Reduktion der Wärmeabfuhrkapazität während dieser kurzen Zeit aufgrund des geöffneten MOK-Bypasses bleibt in zulässigen Grenzen.

### 6.3.4.4 Heizrohrbruch in Dampferzeuger bzw. Moderatorkühler

DE und MOK bilden die Nahtstellen zwischen Primärsystem (Reaktor/Moderator-Kühlsystem) und Sekundärsystem (Wasser/Dampf-Kreislauf). Im Nennlastbetrieb der Anlage herrschen in ihnen Druckdifferenzen von der Primär(Rohr)-Seite zur Sekundär(Mantel)-Seite von ca. 58 bar (DE) bzw. 43 bar (MOK). Aufgrund von Materialermüdung (z.B. hervorgerufen durch Schwingungen), Materialfehlern oder extremen Temperaturschocks können Undichtigkeiten in den Wärmetauscherrohren auftreten, durch die betrieblich radioaktives Medium in das aktivitätsfreie Speisewasser übertritt. Als Maximal-Leckagerate wird die D2O-Menge angenommen, die beim doppelendigen Bruch eines WT-Rohres in einem der MOK oder in einem DE entsteht. Zur aktuellen Ausstattung mit Radioaktivitätsmeßtechnik für die Leckageerkennung gehören:

- Meßstellen im Frischdampfstrom am Austritt jedes DE, mit denen alle Medienübertritte im DE selbst oder – im Leistungsbetrieb – in den beiden parallel angeordneten, dem jeweiligen DE vorgeschalteten MOK detektiert werden,
- Meßstellen in jedem der NWA-ZKK zur Erkennung von Radioaktivität aufgrund von Leckagen während des NKK-Betriebes aus dem zugeordneten MOK,
- Messung in einem Teilstrom der sog. Abschlämmenge aus jedem DE, die zur Erhaltung der Speisewasserqualität im DE kontinuierlich abgezogen wird, und
- Messung am Austritt des Systems zur Vakuumhaltung in den Turbinenkondensatoren.

Während schleichende Leckagen während des Leistungsbetriebes evtl. auch mit den beiden letztgenannten Messungen erkennbar sind und mit Handmaßnahmen lokalisiert sowie Gegenmaßnahmen ergriffen werden können, erfolgt die Einleitung automatischer Aktionen ausschließlich über die erstgenannten Messungen im Frischdampfstrom.

Der zeitliche Ablauf der Maßnahmen bei Heizrohrlecks unterscheidet sich wesentlich von denen bei Störfällen mit Leckagefreisetzung in den Reaktorgebäude-Innenraum:

- Alleiniges Auslösekriterium ist - wie o.g. - die hinter einem der DE im Frischdampf gemessene Radioaktivität. Mit dem Anstehen des Signals ist das Leck jedoch noch nicht geortet; durch speisewasserseitige Absperrung der MOK soll der DE als Aktivitätsquelle



identifiziert oder ausgeschlossen werden. Der Speisewasserstrom wird dabei im Bypass um die MOK geführt. Kommt nach einer bestimmten Wartezeit, die durch „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“ verlängert werden kann, die Aktivität im Frischdampf zum Erliegen, dann steht einer der beiden zugeordneten MOK als defekt fest.

- Mit dem o.g. Auslösekriterium wird das Abfahren der Anlage mit steilem Leistungsgradienten, aber nicht mit abrupter Reaktorabschaltung, eingeleitet (Abb. 6.24). Noch während dieser Leistungsabsenkung werden die Kreisläufe des NWA-ZKS in Vorwärmung gebracht und die Vorwärmung begonnen. Damit strömt im Fall einer MOK-Undichtigkeit die Leckmenge in den angeschlossenen NWA-ZKK. Die dadurch verdrängte Wassermenge komprimiert zunächst den NWA-Druckspeicher bis zum Ansprechdruck des Überströmventils zum NWA-Ausgleichsbehälter, von dem sie anschließend aufgenommen wird. Allerdings überlagert sich dieser D2O-Übertritt mit der Aufwärmung des Kreislaufes, die aufgrund des dabei entstehenden Ausdehnungswassers die gleichen Effekte hervorruft wie eine mögliche MOK-Leckage. Die eindeutige Identifikation eines defekten MOK ist somit erst möglich,
  - wenn das Niveau im NWA-Ausgleichsbehälter einen Wert übersteigt, der vom Ausdehnungswasser allein nicht erreichbar ist, und/oder
  - die Aktivitätsmeßstelle im Kreislauf anspricht.

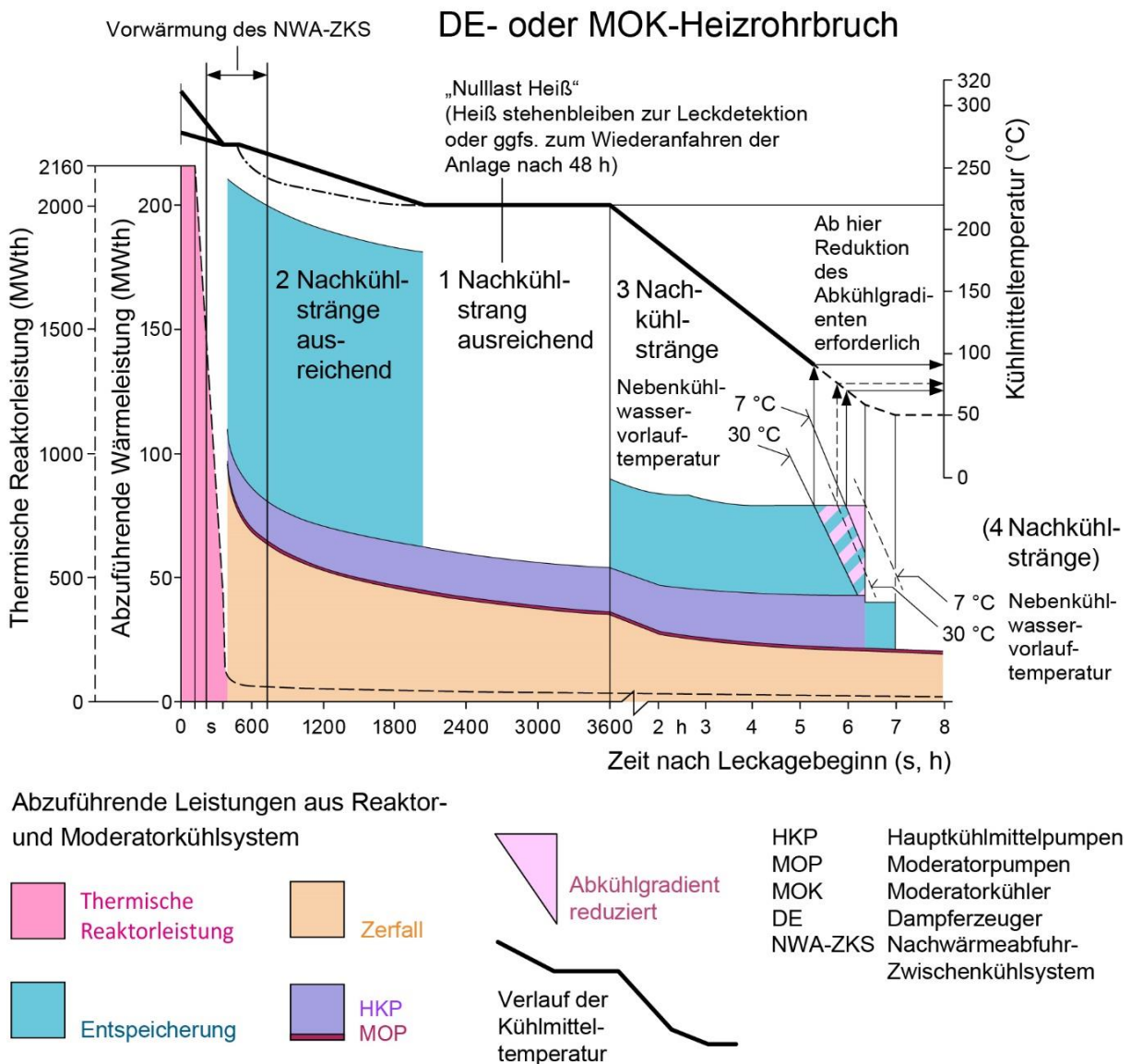
Ist zumindest eines dieser beiden Kriterien erfüllt, dann ist dieser Kreislauf stillzulegen; die Leckage versiegt. Mit den restlichen Redundanzen wird die Anlage dann kontrolliert abgekühlt oder ggfs. mit den drei intakten MOK wieder in den Leistungsbetrieb überführt.

Die thermodynamische NKK-Berechnung zeigt, daß in der Anfangsphase, bis zum Erreichen des Haltepunktes von 220 °C (in Abb. 6.24 ca. 34 min nach Störfalleintritt), zwei Kühlstränge zur Abfuhr der anfallenden Wärmeleistung erforderlich sind. Für ein „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“ bei 220 °C, also ohne Speicherwärmeabfuhr, ist kapazitiv einer der Nachkühlstränge ausreichend. Um (entsprechend Abb. 6.24) ca. 1 h nach Störfalleintritt mit der Abkühlung von Reaktor- und Moderator-Kühlsystem mit normalbetrieblichem Gradienten zu beginnen, sind wiederum mindestens zwei Stränge zu betreiben. Stehen die anderen beiden Stränge nicht zur Verfügung, dann ist ab ca. 100 bis 120 °C (abhängig von der Nebenkühlwasser-Vorlauf-temperatur) mit einer Abflachung der Abkühlkurve, d.h. Verlängerung der Abkühlzeit, zu rechnen. In Abb. 6.24 ist unterstellt, daß 3 Nachkühlstränge funktionsfähig sind, wobei der vierte Strang einen als defekt identifizierten MOK enthält oder anderweitig, z.B. wegen Reparatur, nicht zur Verfügung steht. Selbst bei höchster Nebenkühlwasser-Vorlauf-temperatur kann dann der gewünschte Abkühlgradient des Reaktorsystems bis zu einer Kühlmitteltemperatur von unter 100 °C realisiert werden. Sind alle 4 Stränge einsatzbereit, z.B. bei einem DE-Schaden ohne weiteren Ausfall, dann verbessert sich die Abkühlsituation noch weiter. Von den Abläufen zur Beherrschung eines MOK-Heizrohrbruchs wird auch die Größe des NWA-Ausgleichsbehälters (siehe Kap. 6.2.2.1) maßgeblich mitbestimmt. Dabei addieren sich die beiden nachfolgend beschriebenen, volumenverbrauchenden Effekte:

- Aufheizungsbedingte Ausdehnung des Kreislaufinhaltes.  
Die schnellstmögliche Vorwärmung – anfangs in Normalbetriebsschaltung des Moderator-kühlsystems – hat die höchsten anzunehmenden, rohrseitigen MOK-Eintrittstemperaturen zur Folge. Für die konservative Ermittlung des maximal denkbaren Ausdehnungswasseranfalls wird, unabhängig von der Eintrittswahrscheinlichkeit, davon ausgegangen, daß durch eine Störung innerhalb des Kreislaufes der gesamte Umwälzbereich diese Maxi-

maltemperatur annimmt. (Ausgenommen davon sind der NWA-ZK-Inhalt sowie die an ihn anschließenden Rohrleitungen vom Abzweig bis zur Wiedereinbindung des Bypasses um den Kühler.) Für einen NWA-ZKK von CNA 2 ergab die Berechnung hierzu ein Ausdehnungswasser-Volumen von ca. 4,7 m<sup>3</sup>.

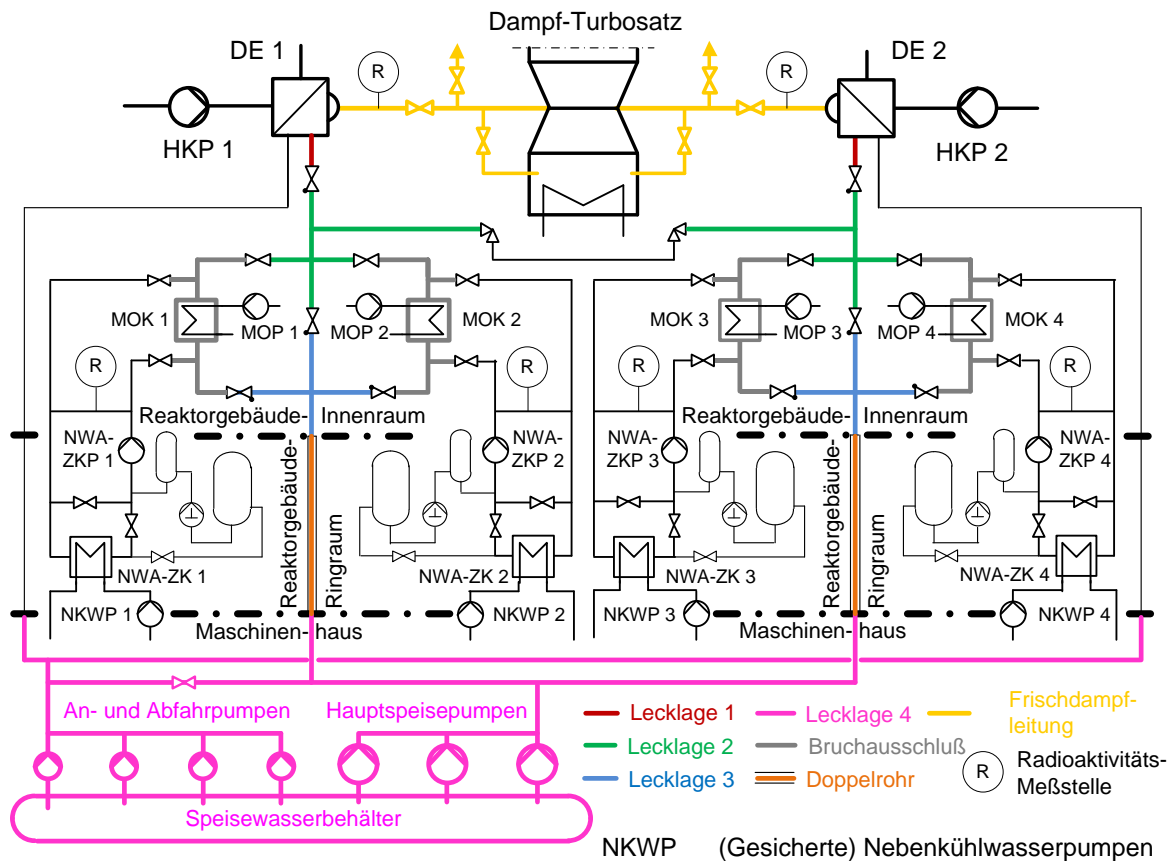
- Aufnahme der MOK-Leckage bei doppelendigem Bruch eines MOK-Heizrohres. Dynamische Analysen des Störfallablaufes zeigen, daß von der Öffnung der Parallelarmaturen des NWA-Kreislaufes zum MOK-Bereich bis zum Erliegen der Leckage bzw. zur Wiederabspernung des Kreislaufes ein Leckagevolumen von ca. 7 m<sup>3</sup> in den Kreislauf übertreten kann. Mit Speicherung der äquivalenten, potentiell kontaminierten Wassermenge im NWA-Ausgleichsbehälter wird deren Austritt in die Reaktorgebäuderingraum-Atmosphäre bzw. deren Ableitung in das Entwässerungssystem vermieden.



**Abb. 6.24:** CNA 2, Abfahren bei Heizrohrbruch in Dampferzeuger oder Moderatorkühler; Abzuführende Wärmeleistungen

### 6.3.4.5 Speisewasserleitungsleck

Für die Maßnahmen zur Beherrschung dieses Falles ist die Lecklage innerhalb des Speisewassersystems von entscheidender Bedeutung. Dabei ist zwischen vier Systembereichen zu unterscheiden (siehe hierzu Abb. 6.25):



DE Dampferzeuger MOK Moderatorkühler NWA-ZK Nachwärmeabfuhr-Zwischenkühler  
 HKP Hauptkühlmittelpumpen MOP Moderatorpumpen NWA-ZKP Nachwärmeabfuhr-Zwischenkühlpumpen  
 NKWP (Gesicherte) Nebenkühlwasserpumpen

**Abb. 6.25** CNA 2, Speisewasserleitungsleck; Verschiedene Lecklagen

- Lecklage 1  
Leck zwischen einem DE und der letzten Rückschlagarmatur vor dem DE-Eintritt,
- Lecklage 2  
Leck zwischen letzter Rückschlagarmatur vor einem DE einerseits und
  - den austrittsseitigen Abschlußarmaturen hinter den beiden, zugeordneten MOK,
  - der Rückschlagarmatur im Speisewasserbypaß um diese beiden MOK, sowie
  - der Verbindungsleitung zwischen den beiden Speisewasserhauptleitungen
 andererseits,
- Lecklage 3  
Leck zwischen den eintrittsseitigen Rückschlagarmaturen an den MOK sowie im Speisewasserbypaß einerseits und dem Eintritt in den Reaktorgebäude-Ringraum andererseits,
- Lecklage 4  
Leck innerhalb des Maschinenhauses.

Die Speisewasserleitungs-Abschnitte durch den Reaktorgebäude-Ringraum sind mittels Doppelrohr abgesichert.

- Lecklage 1:** Der betroffene DE wird sowohl speisewasser- als auch frischdampfseitig isoliert. Die Wärmeabfuhr erfolgt anfangs durch Bespeisung des noch intakten, zweiten DE mit den An- und Abfahrpumpen. Abkühlung der Anlage in den kalten Zustand mit den verfügbaren Nachkühlsträngen.
- Lecklage 2:** Bei dieser Lecklage bleiben die beiden DE grundsätzlich funktionsfähig, deren Bespeisung durch die An- und Abfahrpumpen über ihre separaten Speisewasserleitungen möglich; somit kann die Wärmeabfuhr hierüber bis zur Kühlungsübernahme durch die verfügbaren Nachkühlstränge wie beim normalbetrieblichen Abfahren der Anlage erfolgen. Es ist jedoch nicht auszuschließen, daß die sekundärseitig absperrbaren Bereiche um die MOK im betroffenen Speisewasserstrang durch die Druckentlastung beim Bruch zumindest teilweise ausdampfen, bis die Abschlußarmaturen an den MOK-Austritten vollkommen geschlossen sind. Ein Bruch innerhalb des absperrbaren Bereiches um die MOK (grauer Bereich in Abb. 6.25) wird durch qualitätssichernde Maßnahmen ausgeschlossen. Um diese evtl. teilentleerten NWA-ZKK wieder einsatzfähig zu bekommen, wird Permanentvorrat an Deionat aus den kreiszugeordneten NWA-Ausgleichsbehältern mittels der NWA-DHP in den Dampfraum eingepresst. Konservativ ist dieser Vorrat (mit ca. 14 m<sup>3</sup> bei CNA 2) so bemessen, daß damit sowohl die Mantelseite des MOK als auch die an ihn anschließenden Rohrleitungen bis zu den Erstabsperungen vollständig wiederaufgefüllt werden können.
- Lecklage 3:** Der Ablauf ist grundsätzlich identisch mit dem bei Lecklage 2. Die kombinierte Absperr- und Rückschlagfunktion der Armaturen am MOK-Eintritt als auch in der speisewasserseitigen Umführung um die MOK verhindern hier jedoch ein Ausdampfen im MOK-Bereich. Die Nachkühlstränge bleiben intakt und können bei Anforderung die Kühlung (nach dem Vorwärmen) ohne Verzögerung übernehmen.
- Lecklage 4:** In diesem Fall ist zu unterstellen, daß eine Bespeisung der DE nicht mehr möglich ist. Nachdem der Speisewasserinhalt der DE unter ein bestimmtes Niveau gesunken ist, muß die weitere Kühlung durch die NKK erfolgen.

### 6.3.4.6 Frischdampfleitungsleck

Da die Frischdampfleitungen aus beiden DE nicht zusammengeführt, sondern bis zur Dampfturbine getrennt verlaufen, bleibt zumindest einer der DE funktionsfähig. Die Vorgehensweise der Wärmeabfuhr zur Überführung der Anlage in den kalten Zustand ist deshalb grundsätzlich identisch mit der beim Speisewasserleitungsleck mit Lecklage 1.

## **7 Vorschläge zur Optimierung von Systemen zur Nukleartechnischen Wärmeabfuhr in PHWR (Referenz: CNA 2)**

Ausgehend von einem Basiskonzept verlief und verläuft die Entwicklung der NKK von PHWR-Anlagen – wie bei den meisten technischen Neuerungen - evolutionär. Bei innovativen Systemen und Komponenten im Kernkraftwerksbau führen die anfangs fehlende oder mangelnde Referenz sowie das Bestreben zur Einhaltung von Terminen dazu, daß noch bestehende Kenntnisdefizite zu technischen Details u.a. durch erhöhte Sicherheitszuschläge ausgeglichen oder gar überkompensiert werden. Für die NKK liegt dies u.a. daran, daß aufgrund der Komponentengrößen und der Bandbreite der im Einsatz abzudeckenden Betriebsbedingungen Vorabtests in Versuchsanlagen unter wirklichkeitsnahen Bedingungen nicht oder nur sehr begrenzt durchführbar sind. Mit zunehmendem Entwicklungs- und Errichtungsfortschritt einer Anlage – evtl. auch abgesichert durch Versuche an den fertig aufgebauten Systemen, z.B. während der Inbetriebsetzung oder bei Kraftwerksstillständen – können jedoch Überprüfungen/Änderungen bzw. Verfeinerungen der Verfahrenstechnik, der Leittechnik und der Betriebsabläufe erfolgen sowie Optimierungsanstrengungen zur Ökonomie des Kraftwerks unternommen werden. Im Folgenden werden diesbezügliche Vorschläge vorgestellt, die grob in die drei Gruppen

- „Nukleartechnische Wärmeabfuhrsysteme allgemein“,
- „NWA-Zwischenkühlsystem, Systemaufbau“, und
- „NWA-Zwischenkühlsystem, Systembetrieb“

eingeteilt werden können.

Mit der erstgenannten Gruppe wird die Arbeit in diesem Kapitel auf verfahrenstechnische Systeme erweitert, die entweder zum Betrieb der NKK erforderlich sind oder Nukleare Wärme aus anderen Quellen (z. B. aus dem BE-Becken) an eine Wärmesenke abgeben.

Alle Änderungs-/Erweiterungs-Ideen sind als Anregung bzw. Diskussionsgrundlage gedacht, deren Umsetzung z.T. für CNA 2, primär aber für evtl. Folgeanlagen geprüft werden sollte.

### **7.1 Nukleartechnische Wärmeabfuhrsysteme allgemein**

Die hier vorgeschlagenen Modifikationen stehen alle unter dem Leitgedanken „Ersparnis an elektrischem Eigenbedarf der Anlage“ mit der Konsequenz einer Steigerung des Kraftwerks-Nettowirkungsgrades und damit der verkäuflichen Strommenge ohne gesteigerten Brennstoffeinsatz. Demgegenüber kann ein erhöhter Aufwand für Komponentenvergrößerungen, Armaturen, Rohrleitungen und Leittechnik stehen, sodaß nur durch einen Kostenvergleich „Zusatzinvestition versus Gewinn aus zusätzlichem Stromverkauf über die Lebensdauer der Anlage“ für das konkrete Kraftwerksprojekt ermittelt werden kann, ob die Realisierung des jeweiligen Vorschlages tatsächlich sinnvoll ist.

#### **7.1.1 Versorgbarkeit der Kühlstellen von Moderatorpumpe und Brennelement-Handhabung durch das Betriebskomponenten-Kühlsystem**

##### **Aktuelle Lösung**

Jede der vier MOP wird separat von einem Kreislauf des SK-KS mit Kühlwasser versorgt. Die Gesamtheit der Kühlstellen zur BE-Handhabung ist in zwei Gruppen aufgeteilt. Je eine dieser beiden Gruppen ist an zwei benachbarte SK-KK angeschlossen, von denen wahlweise jeweils

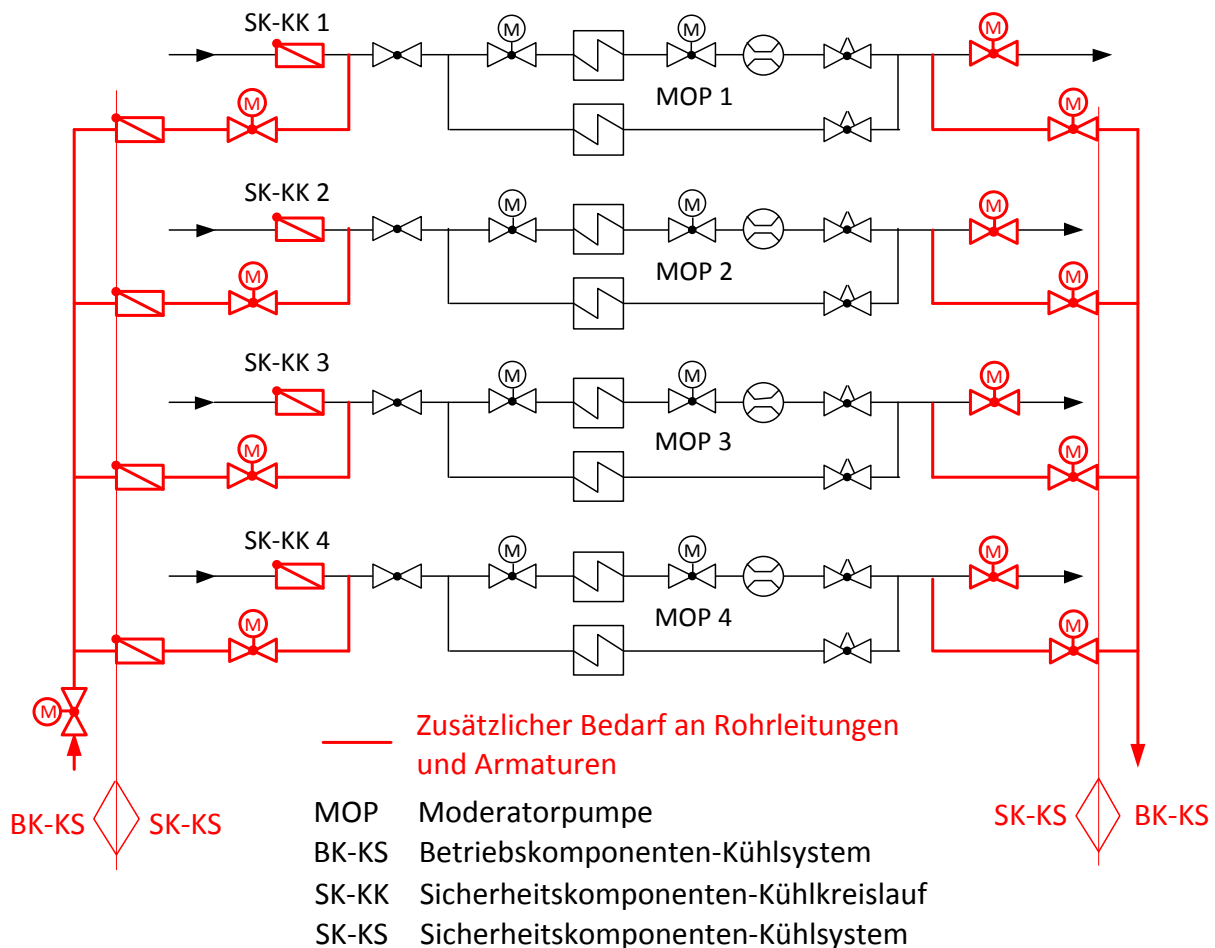
einer die Beaufschlagung übernimmt. Im Leistungsbetrieb der Anlage erfolgt kontinuierlicher Wärmeeintrag in das SK-KS ausschließlich von den Kühlstellen der MOP, intermittierend fällt Wärme aus den Wärmetauschern der BE-Handhabungssysteme an. Alle anderen sicherheitstechnisch wichtigen Kühlwasserverbraucher des SK-KS werden ständig durchströmt, obwohl von ihnen im Leistungsbetrieb keine Wärme abzuführen ist.

### Änderungsvorschlag

Anschluß aller o.g. Kühlstellen zusätzlich an das BK-KS. Im Leistungsbetrieb des Kraftwerkes ist somit nur noch derjenige der vier Kreisläufe des SK-KS zu betreiben, der momentan das BK-KS mit Kühlwasser versorgt.

*Vorteil: Die Ersparnis an Eigenbedarfsleistung durch den Stillstand der Nuklearen Zwischenkühlumpen in den restlichen drei Kreisläufen beträgt am Beispiel CNA 2 ca. 350 kW.*

*Nachteil: Erhöhter Aufwand an Armaturen und Rohrleitungen (siehe Abb. 7.1).*



**Abb. 7.1:** Vorschlag: Zusätzliche Versorgbarkeit von Kühlstellen des SK-KS durch das BK-KS am Beispiel der MOP

Die Einbindung der Kühlstellen der BE-Handhabungssysteme in das BK-KS erfolgt prinzipiell auf die gleiche Art.

### 7.1.2 Versorgung der Brennelement-Beckenkühler durch die Nukleartechnischen Zwischenkühlkreise

#### Aktuelle Lösung

Die beiden BE-Beckenkühler werden direkt vom Gesicherten Nebenkühlwasser, ohne Zwischenschaltung eines weiteren, geschlossenen Kreislaufes, versorgt. Dabei sind je 2 Nebenkühlwasserpumpen wahlweise auf je einen BE-Beckenkühler aufschaltbar (Abb. 7.2, links).

*Vorteile:*

- Der Hauptvorteil dieses Konzepts ist thermodynamischer Natur. Aufgrund des fehlenden Zwischenkühlsystems ist nur eine Temperaturstufung von der BE-Beckenwasser- zur Nebenkühlwassertemperatur gegeben. Damit kann – verglichen mit der dreigliedrigen NKK – bei gleicher Nebenkühlwasser-Eintrittstemperatur und BE-Beckenkühlergröße eine niedrigere BE-Beckenwassertemperatur erreicht werden, wodurch das Arbeiten für das Betriebspersonals am BE-Becken erleichtert wird.

- Alle verfahrenstechnischen Komponenten zur BE-Beckenkühlung sind innerhalb des separaten BE-Beckenhauses installiert. Eine gebäudeüberschreitende Verlegung von Rohrleitungen (vom/zum Reaktor- oder Hilfsanlagegebäude) ist nicht erforderlich.

*Nachteile:*

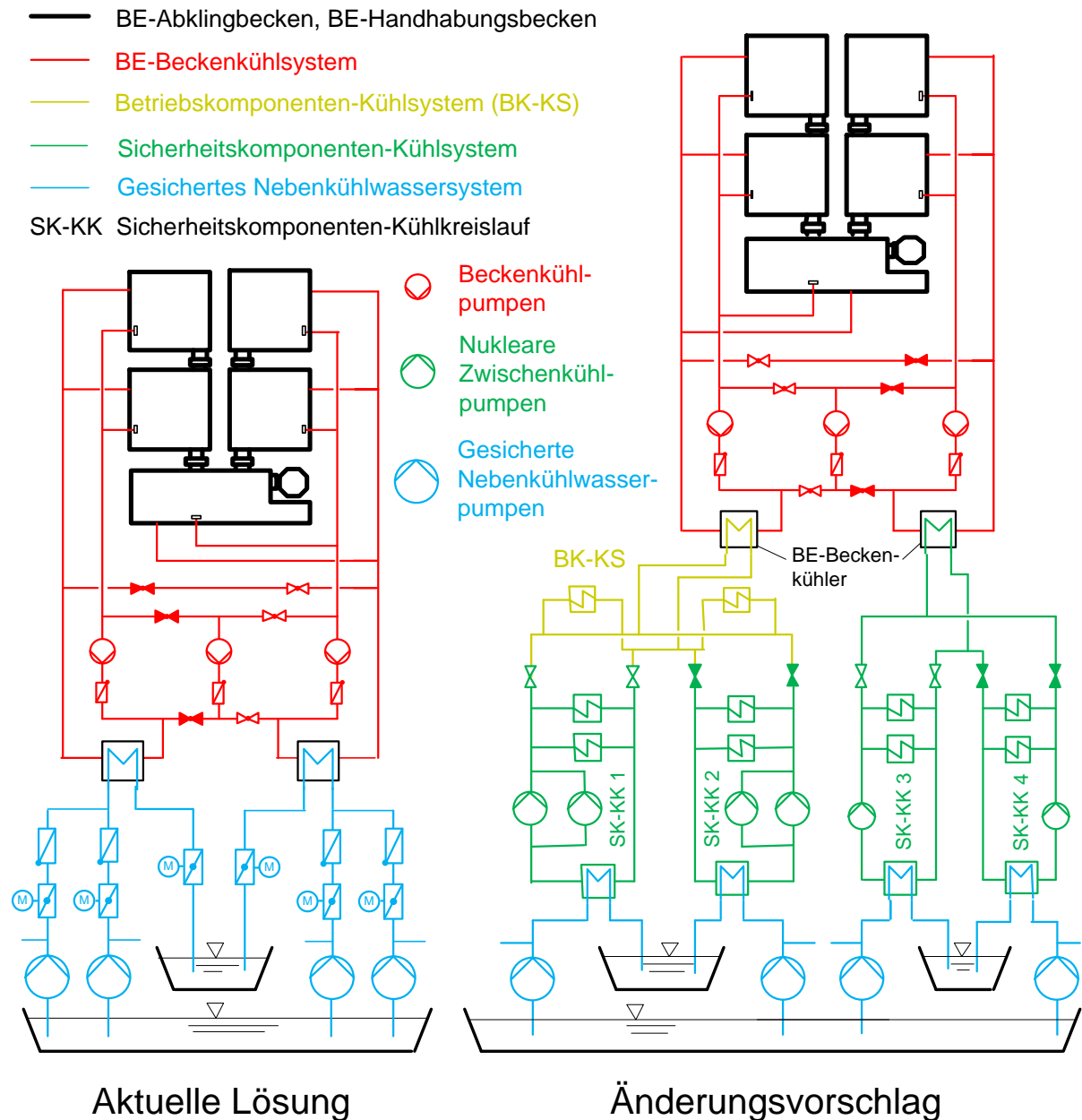
- Die Installation von separaten Nebenkühlwasserleitungen zum und vom BE-Beckenhaus bedeutet einen hohen baulichen/maschinenbaulichen Aufwand.
- Vor- und Rücklaufleitungen für das Nebenkühlwasser der BE-Beckenkühler sind innerhalb des BE-Beckenhauses mit motorbetätigten Absperrklappen auszurüsten. (Neben ihrer Umschalt- und Regelfunktion dienen diese Klappen auch dem Schutz des BE-Beckenhauses vor Überflutung im Fall von Lecks/Bruch einer Nebenkühlwasserleitung. Damit kann auf eine druckdichte Einkammerung der BE-Beckenkühler verzichtet werden.)

- Das BE-Beckenwasser ist – zumindest geringfügig - radioaktiv.

Die Betriebsdrücke von BE-Beckenkühlsystem und Gesichertem Nebenkühlwassersystem liegen innerhalb der BE-Beckenkühler nahe beieinander. Bei einer Fahrweise, bei der zwei BE-Beckenkühlpumpen im Parallelbetrieb einen BE-Beckenkühler beaufschlagen, könnte – im Fall eines Kühlerlecks – Beckenwasser von der Mantel- zur Rohrseite des Kühlers strömen und damit in die Umgebung austreten. Im Nebenkühlwasser-Sammelbecken rücklaufseitig ist eine Aktivitätsmeßstelle installiert; bis zur Leckageerkennung gelänge jedoch unvermeidbar Radioaktivität nach außen. Außerdem ist durch die, erst im Sammelbecken erfolgende Messung

- eine Erkennungsverzögerung gegeben, und
- durch die hohe Verdünnung mit nicht-kontaminiertem Nebenkühlwasser der Aktivitätsnachweis erschwert.

Bei evtl. möglichen Betriebszuständen, in denen der Betriebsdruck im Nebenkühlwassersystem über dem des BE-Beckenkühlsystems liegt, ist die im deutschen Regelwerk [4.41] enthaltene Forderung nach zwei Aktivitätsbarrieren formal erfüllt (Wärmetauscher und Druckgefälle nach innen); bei einer Kühlerleckage würde dann allerdings unsauberes Flußwasser in das BE-Beckenwasser gelangen.



**Abb. 7.2:** Vorschlag: BE-Beckenkühlung über das Nukleare Zwischenkühlsystem; Aktuelle Lösung (links) und Änderungsvorschlag (rechts)

### Änderungsvorschlag

In weitgehender Anlehnung an das BE-Beckenkühlkonzept für die neueren PLWR-Anlagen wird vorgeschlagen, die BE-Beckenkühler sekundärseitig vom Nuklearen Zwischenkühlsystem zu beaufschlagen (siehe Abb. 7.2, rechtes Bild) und zwar in der Weise, daß

- ein BE-Beckenkühler als Kühlwasserverbraucher in das BK-KS eingebunden wird und damit wahlweise von einem der beiden SK-KK versorgt wird, die an das BK-KS angeschlossen sind (SK-KK 1, SK-KK 2), und
- der andere BE-Beckenkühler das Kühlwasser von einem der beiden weiteren SK-KK erhält, die ebenfalls über Verbindungsleitungen alternierend aufschaltbar sind (SK-KK 3, SK-KK 4).



Damit ist auch mit der geänderten, neuen Lösung höchstmögliche Versorgungssicherheit der BE-Beckenkühlung gegeben.

**Vorteile:**

- Evtl. Leckagen aus den BE-Beckenkühlern gelangen in den angeschlossenen, ständig auf Radioaktivität überwachten Zwischenkühlkreislauf und nicht mehr in das Nebenkühlwasser (und damit in die Umgebung),
- Evtl. Leckagen vom Zwischenkühlkreislauf in das BE-Beckenkühlsystem sind sauberes Deionat und verursachen keine Verschmutzung des BE-Beckenwassers,
- Die Rohrreinigungsanlagen für die beiden BE-Beckenkühler entfallen,
- Die separaten Nebenkühlwasserleitungen zum/vom BE-Beckenhaus und damit auch deren motorbetätigte Absperr- sowie die Rückschlag-Klappen entfallen,
- Mit der Einbindung der Beckenkühler in einen Zwischenkühlkreislauf sind, unabhängig von den Druckverhältnissen im Kühler, zwei Aktivitätsbarrieren vorhanden und damit [4.41] in jedem Fall erfüllt.

**Nachteil:** Es wird unterstellt, daß auch in zukünftigen PHWR-Anlagen für das BE-Becken ein separates, vom Reaktorgebäude abgesetztes Bauwerk errichtet wird. Für die Versorgung der BE-Beckenkühler durch die Nukleartechnischen Zwischenkühlkreise ist dann in jedem Fall – unabhängig von ihrem Aufstellungsort – die Verlegung von Rohrleitungen über Gebäudegrenzen hinweg erforderlich. Im Weiteren wird davon ausgegangen, daß die beiden BE-Beckenkühler im BE-Beckenhaus installiert bleiben, sodaß sowohl das BK-KS als auch die SK-KK 3 und 4 Verbindungen in das BE-Beckenhaus erhalten müssen.

### **Wichtigste komponententechnische Auswirkungen der Änderung auf die SK-KK und auf das Gesicherte Nebenkühlwassersystem**

#### **SK-KK 1 und 2 (Versorgung des BK-KS):**

Bei CNA 2 kann im Leistungsbetrieb der Anlage auch bei der höchsten, im Normalbetrieb anzusetzenden Flußwassertemperatur (28 °C) und voller Beladung des BE-Beckens mit abgebrannten BE die hierfür maximal zugelassene BE-Beckenwassertemperatur (40 °C) durch Betrieb nur eines BE-Beckenkühlers eingehalten werden. Wird ein BE-Beckenkühler zu diesem Zweck anstatt dessen in das BK-KS eingebunden, dann ist dies thermodynamisch mit akzeptablen Wärmetauschergrößen nicht mehr möglich. Im unteren (minimal 7 °C) bis mittleren (20 °C) Bereich der Flußwassertemperatur jedoch – also dem zeitlich überwiegenden Teil des Jahres – wird, mittels Bypaß um den Nuklearen Zwischenkühler, auch die Vorlauftemperatur des BK-KS auf 28 °C konstant gehalten; die Betriebsbedingung am BE Beckenkühler ermöglicht somit in diesem Zeitraum ebenfalls die Einhaltung der o.g. 40 °C-Grenze. Erst bei noch weiter ansteigender Nebenkühlwassertemperatur, kombiniert mit hohem Wärmeeintrag in das BK-KS, kann es notwendig werden, hierzu parallel den zweiten BE-Beckenkühler zu aktivieren oder eine erhöhte BE-Beckenwassertemperatur zu akzeptieren.

Hinsichtlich der, über den BE-Beckenkühler zusätzlich in das BK-KS eingebrachten Wärmeleistung und des erforderlichen Kühlwasserstromes für den BE-Beckenkühler ist zu prüfen, ob bestehende Auslegungsreserven in Anspruch genommen werden können. Auch ein realistischer Gleichzeitigkeitsfaktor des Verbraucherbetriebes von < 1 für Wärmebelastung bzw. Kühlwasserbedarf des BK-KS kann dazu führen, daß weder die Nuklearen Zwischenkühlpumpen noch die Nuklearen Zwischenkühler der SK-KK 1 und 2 für die Aufnahme des BE-Beckenkühlers vergrößert werden müssen.

### **SK-KK 3 und 4**

*Für diese Kreisläufe wird der zweite BE-Beckenkühler zum größten Einzelverbraucher mit der Wirkung, daß die Fördermengen der Nuklearen Zwischenkühlumpumpen um dessen mantelseitigen Durchsatz erhöht werden müssen. Als Folge davon sind auch Nennweiten von Haupt-Rohrleitungen und –Armaturen anzupassen. Die zugeordneten Nuklearen Zwischenkühler können dagegen im ersten Ansatz unverändert bleiben, da Wärmeleistung aus diesem BE-Beckenkühler planmäßig nur während Kernaussladung in das BE-Becken (also bei Anlagenstillstand) anfällt und somit ein gleichzeitiger Sumpfbetrieb nach Kühlmittelverluststörfall – bislang der Auslegungsfall für SK-KK 3 und 4 – ausgeschlossen ist.*

*Ein positiver Nebeneffekt der mantelseitigen Massenstromerhöhung ist außerdem, daß das bei CNA 2 ungünstige Mantel/Rohr-Durchsatzverhältnis dieser beiden Nuklearen Zwischenkühler erhöht und damit deren Wärmeübergangsbedingungen verbessert werden.*

### **Gesichertes Nebenkühlwassersystem**

*Aus den Erläuterungen zu SK-KK 1 und 2 sowie zu SK-KK 3 und 4 ist zu schließen, daß mit der vorgeschlagenen Neukonzeption für die Einbindung der BE-Beckenkühler geringfügige Änderungen der abzuführenden Wärmeleistungen an den Nuklearen Zwischenkühlern verbunden sein werden. Deren rohrseitige Durchsätze können jedoch unverändert bleiben.*

*Die Gesicherten Nebenkühlwasserpumpen der Stränge 1 und 2 sind somit von dieser Maßnahme unbeeinflusst; die der Stränge 3 und 4 – in deren Auslegung bisher der rohrseitige Kühlwasserbedarf je eines BE-Beckenkühlers zu berücksichtigen ist – können um diesen Volumenstromanteil verkleinert werden.*

### **Fazit**

Die vorgeschlagene Änderung kommt nicht als Umrüstung bestehender Kraftwerke, sondern grundsätzlich nur für Neuanlagen in Betracht. Dabei ist das Gesamt-Gebäudekonzept der Anlage von großem Einfluß. Wird das BE-Becken im Reaktorgebäude-Innenraum (also wie z. B. bei DWR 1300 MW) untergebracht, dann ist die Einbindung der BE-Beckenkühler in Nukleartechnische Zwischenkühlkreisläufe vermutlich von Vorteil und auch naheliegend. Bleibt dagegen das BE-Beckenhaus als Separatgebäude bestehen, dann ist anhand einer Vergleichsstudie die geeignetere Variante zu ermitteln. Das „2 Barrieren-Prinzip“ gegen die Freisetzung von Radioaktivität durch Leckagen eines BE-Beckenkühlers wird für jeden Betriebszustand des BE-Beckenkühlsystems (nur) mit dem geänderten Konzept konsequent erfüllt.

### **7.1.3 Energieoptimierter Einsatz des Gesicherten Nebenkühlwassersystems im Leistungsbetrieb der Anlage**

Abb. 7.3, oben stellt vereinfacht die aktuelle Schaltung des Gesicherten Nebenkühlwassersystems, Abb. 7.3, unten einen Vorschlag zu dessen Modifikation dar. Mit den verschiedenen Symbolgrößen für Pumpen und Wärmetauscher soll auch grob deren wirkliche Kapazitätsrelation ausgedrückt werden. Während die NWA-ZK sowie die Gesicherten Zwischenkühler in allen Teilsystemen jeweils gleich groß sind, unterscheiden sich die Nuklearen Zwischenkühler in der Weise, daß diese in den Teilsystemen 1 und 2 die jeweils größten Aggregate, in den Teilsystemen 3 und 4 Kühler mittlerer Größe bilden. Die beiden BE-Beckenkühler sind die kleinsten der installierten Wärmetauscher. Dem daraus resultierenden, unterschiedlichen Gesamtbedarf an Nebenkühlwasser der verschiedenen Stränge entsprechend erfordern die Teilsysteme 1 und 2 auch eine höhere Pumpenfördermenge als die Teilsysteme 3 und 4.

### Aktuelle Lösung

Aufgrund der strengen Zuordnung der vier MOP zu jeweils einem Kreislauf des SK-KS (Querverbindungen zum jeweiligen Nachbarkreislauf sind erst hinter der MOP-Abzweigung vorhanden) ist es aktuell notwendig, im Leistungsbetrieb der Anlage immer alle vier SK-KK und damit auch alle Gesicherten Nebenkühlwasserpumpen zu betreiben (siehe Kap. 7.1.1). Jede dieser Pumpen beaufschlagt ständig mindestens drei parallel angeordnete Wärmetauscher (Abb. 7.3, oben), unabhängig davon, ob über diese ein Wärmeeintrag erfolgt oder nicht, nämlich

- einen Nuklearen Zwischenkühler,
- einen NWA-ZK, und
- einen Gesicherten Zwischenkühler, (der die anfallende Wärme vom strangzugeordneten, sog. Gesicherten Zwischenkühlkreislauf abführt, der ausschließlich die Kühlstellen einer Kältemaschine und eines Notstromdiesels beinhaltet).

Die Wärmeleistung aus abgebrannten Brennelementen im BE-Becken wird über einen der beiden BE-Beckenkühler abgeleitet; im dem, in Abb. 7.3, oben gezeigten Beispiel wird hierfür das Teilsystem 3 des Gesicherten Nebenkühlwassersystems verwendet. Mit der Möglichkeit, jeden der beiden BE-Beckenkühler von zwei Teilsystemen des Gesicherten Nebenkühlwassersystems aus versorgen zu können, ist die BE-Beckenkühlung jederzeit sichergestellt.

*Vorteil: Innerhalb des Gesicherten Nebenkühlwassersystems sind keine Armaturen vorhanden, deren Stellung im Störfall verändert werden muß.*

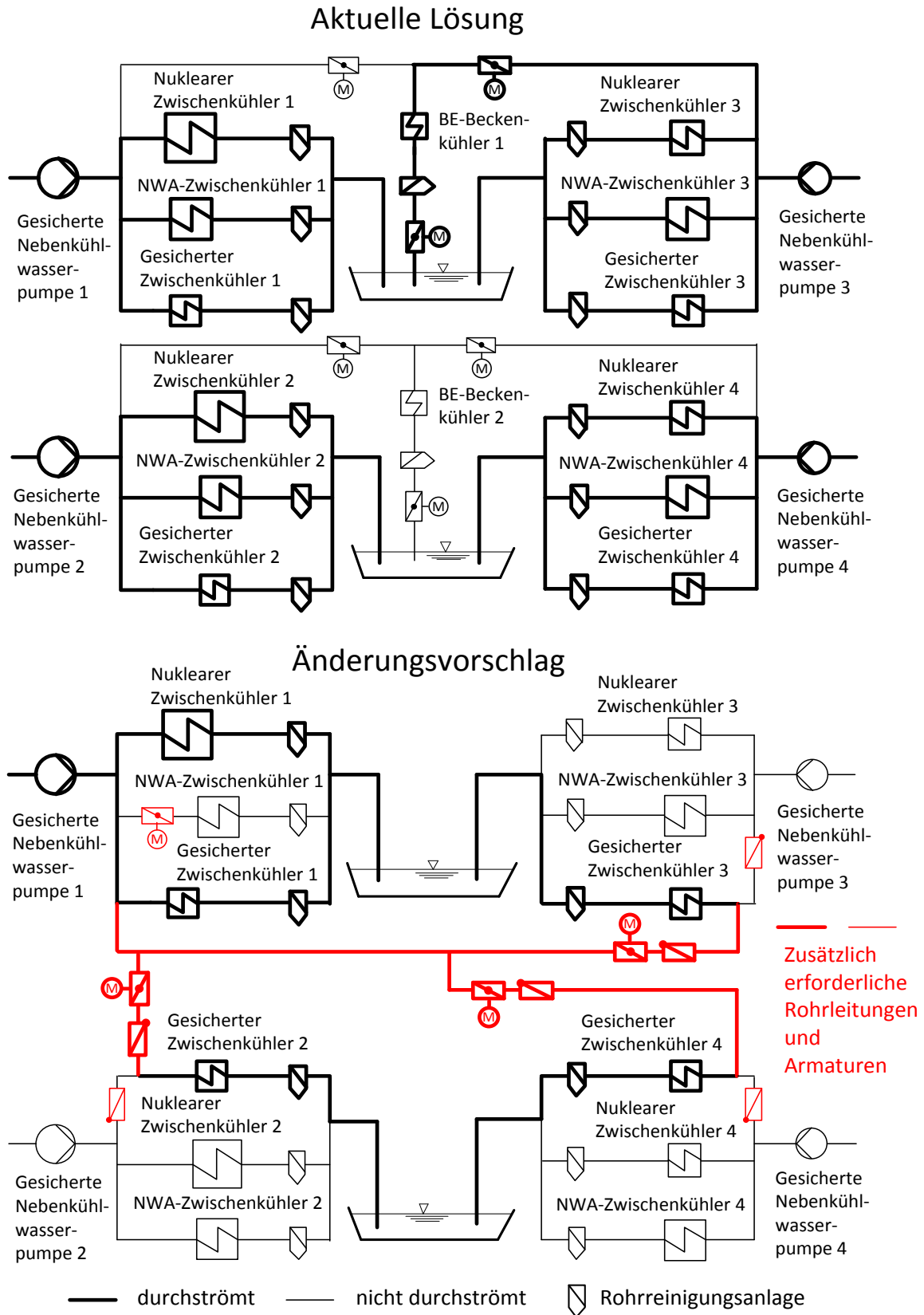
*Nachteil: Hoher Aufwand an elektrischem Eigenbedarf durch den notwendigen Betrieb aller Gesicherten Nebenkühlwasserpumpen sowie der Rohrreinigungsanlagen auch für die Wärmetauscher, über die im Leistungsbetrieb der Anlage kein oder nur ein sehr geringer Wärmeeintrag erfolgt.*

### Änderungsvorschlag

Die dargestellte Modifikation (Abb. 7.3, unten) setzt voraus, daß die Änderungsvorschläge lt. Kap. 7.1.1 und 7.1.2 umgesetzt werden. Demnach werden im Leistungsbetrieb der Anlage alle 4 MOP vom BK-KS gekühlt. Der bei Belegung des BE-Beckens mit abgebrannten BE zu betreibende BE-Beckenkühler ist ebenfalls in das BK-KS eingebunden, der zweite in die SK-KK 3 und 4. Die bisherigen BE-Beckenkühler entfallen somit als eigenständige Nebenkühlwasser-Verbraucher und erscheinen deshalb in Abb. 7.3, unten nicht mehr. Die Präferenz für die Versorgung des BK-KS soll auf Strang 1 gelegt sein.

Jeder NWA-ZK wird von etwa der dreifachen Nebenkühlwassermenge eines Gesicherten Zwischenkühlers beaufschlagt. Es bietet sich deshalb an, den – im Leistungsbetrieb funktionslosen - NWA-ZK des Teilsystems 1 abzusperrn und die dadurch freiwerdende Kühlwassermenge auf alle gleichzeitig zu betreibenden Gesicherten Zwischenkühler der anderen Teilsysteme zu verteilen. Damit ist im Leistungsbetrieb der Anlage das Teilsystem 1 des Gesicherten Nebenkühlwassersystems zur Versorgung aller flußwasserbeaufschlagten Kühler, von denen Wärme abzuführen ist, ausreichend.

- Vorteile:*
- *Mit dem Stillstand der Gesicherten Zwischenkühlpumpen in den Teilsystemen 2, 3 und 4 ist (am Beispiel CNA 2) eine Ersparnis an elektrischem Eigenbedarf von minimal ca. 1,9 MWel verbunden.*
  - *Da in den nicht-durchströmten Wärmetauschern auch die Rohrreinigungsanlage deaktiviert ist, entfällt auch deren Strombedarf von insgesamt ca. 25 kW sowie der Verschleiß der Reinigungskugeln.*



**Abb. 7.3:** Vorschlag: Im Leistungsbetrieb der Anlage Versorgung aller notwendigen, flußwasserdurchströmten Wärmetauscher durch nur eine Gesicherte Nebenkühlwasser-pumpe; Aktuelle Lösung (oben) und Änderungsvorschlag (unten)

- Nachteile:*
- *Zusätzlicher Aufwand an Rohrleitungen und Armaturen sowie für deren leittechnische Ansteuerung (im Störfall sind die Armaturen vor dem NWA-ZK 1 zu öffnen, die Armaturen vor den Gesicherten Zwischenkühlern 2, 3 und 4 zu schließen),*
  - *Hervorgehobene Funktion eines Stranges (Strang 1) zum Einsatz während des Leistungsbetriebes der Anlage. Bei Ausfall einer der beiden Nuklearen Zwischenkühlpumpen im SK-KK 1 bzw. der zugeordneten Gesicherten Nebenkühlwasserpumpe 1 ist auf das aktuelle Konzept mit Betrieb aller verfügbarer Stränge umzuschalten.*

### **Anwendung auf CNA 2**

Das Konzept eines „Ein-Strang-Einsatzes“ im Leistungsbetrieb der Anlage ist - theoretisch und evtl. eingeschränkt – auch für die Anlage CNA 2 möglich, wobei die bestehende BE-Beckenkühlösung grundsätzlich erhalten bleiben muß. In diesem Fall wäre der BE-Beckenkühler 1 von der Gesicherten Nebenkühlwasserpumpe 1 zu beaufschlagen (siehe Abb. 7.3, oben). Allerdings überschreitet mit der zusätzlichen Vollversorgung eines BE-Beckenkühlers, trotz Nachrüstung der eintrittsseitigen Absperrung für den NWA-ZK 1 im Teilsystem 1 die nominale Fördermengensumme aller parallelversorgten Wärmetauscher die Nennförderleistung der Gesicherten Nebenkühlwasserpumpe 1. Aus thermodynamischer Sicht wäre dennoch davon auszugehen, daß aus den nachfolgenden Gründen für den weitaus größten Zeitanteil des Leistungsbetriebes keine Kühlungseinschränkungen zu erwarten wären, da

- die tatsächliche Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur meistens unter dem angenommenen Maximalwert von 28 °C liegt (Auslegungswert für den Turbinenkondensator: 20 °C).
- die Nennfördermenge der Gesicherten Nebenkühlwasserpumpen sich auf den Niedrigstwasserstand des Rio Parana bezieht. Mit zunehmender Zulaufhöhe steigt auch deren Förderstrom und damit der rohrseitige Durchsatz durch die Wärmetauscher (siehe Abb. 6.12).
- die Auslegungs-Wärmeleistung des BE-Beckenkühlsystems über der maximal möglichen Wärmeleistung bei Vollbelegung des BE-Beckens mit endabgebrannten Brennelementen liegt.
- der notwendige Nebenkühlwasserdurchsatz durch die BE-Beckenkühler mittels motorbetätigter Armaturen an die herrschenden Gegebenheiten anpaßbar ist. Unter Normalbedingungen liegt dieser unter dem Auslegungswert, wodurch zusätzliche Nebenkühlwassermenge für die anderen Kühler frei wird.

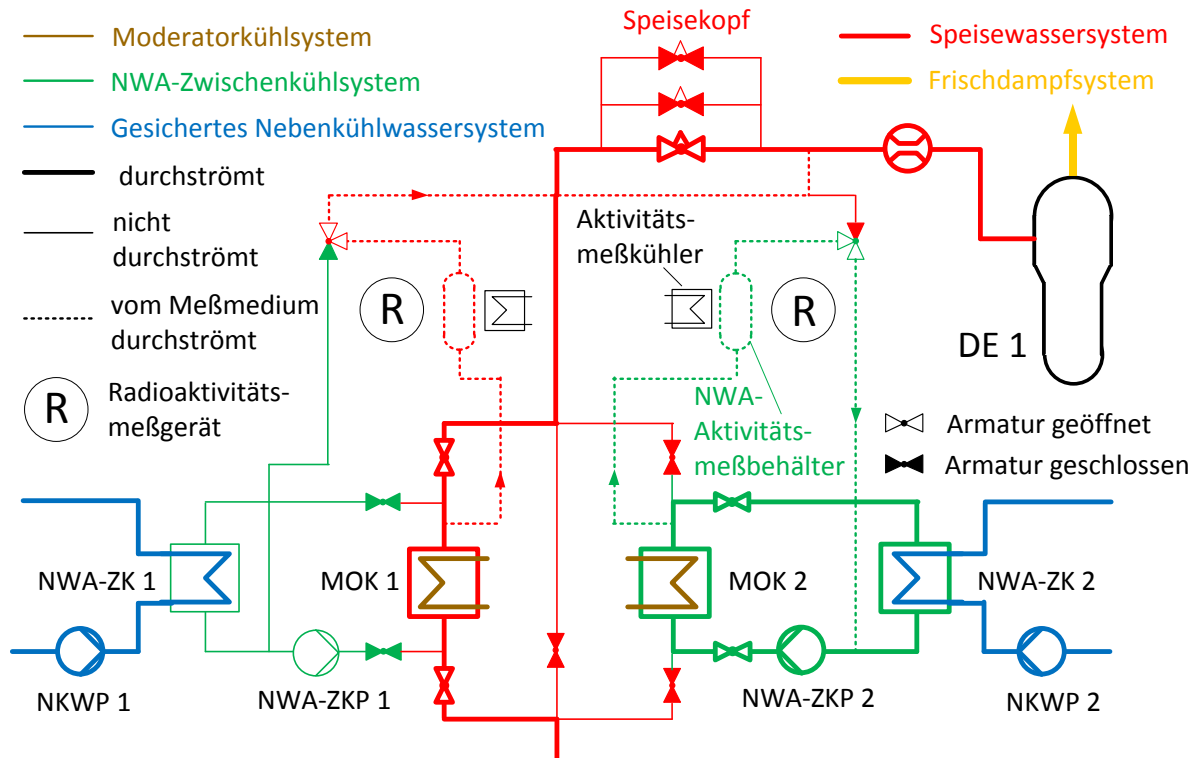
Die weiteren, notwendigen Systemänderungen – neben der Realisierung von 7.1.1 - entsprechen denen, die in Abb. 7.3, unten, gezeigt sind.

### **Fazit**

Für eine Entscheidung, das vorgeschlagene Konzept bei CNA 2 einzuführen, ist der damit verbundene, finanzielle Mehraufwand (Stillstandszeit der Anlage für den Umbau, Montageaufwand, zusätzliche Rohrleitungen, zusätzliche Armaturen einschließlich deren Stromversorgung und Leittechnik) dem Gewinn aus der Ersparnis an elektrischem Eigenbedarf (insgesamt ca. **2,3 – 2,4 MWel**) während der Restlebensdauer des Kraftwerks gegenüberzustellen. Aufgrund gegebener räumlicher Restriktionen ist davon auszugehen, daß diese Modifikation vermutlich nicht in Betracht kommt. Für Neuanlagen könnte sich diese Variante jedoch als attraktive Option zur aktuellen Lösung herausstellen.

## 7.2 NWA-Zwischenkühlsystem, Systemaufbau

### 7.2.1 Mehrfachfunktion der Radioaktivitätsmeßstellen bzgl. Moderator Kühler-Heizrohrbruch



DE Dampferzeuger NWA-ZK Nachwärmeabfuhr-Zwischenkühler NKWP Gesicherte Nebenkühlwasserpumpe  
 MOK Moderatorkühler NWA-ZKP Nachwärmeabfuhr-Zwischenkühlpumpe

Leistungsbetrieb der Anlage

Nachkühlbetrieb der Anlage

**Abb. 7.4:** Vorschlag: Funktionserweiterung für die Radioaktivitätsmeßstellen; Leistungsbetrieb (links) und Nachkühlbetrieb (rechts) der Anlage

#### Aktuelle Lösung

Die derzeitige Anordnung der Radioaktivitätsmeßstellen in Frischdampfsystem und in den NWA-ZKK geht aus Abb. 6.25 hervor. Der vorgesehene Störfallablauf im Fall eines MOK-Heizrohrlecks ist in Kap. 6.3.4.4 beschrieben. Das notwendige Identifizieren des defekten Wärmetauschers nach Ansprechen der Messung im Frischdampfstrom während Leistungsbetrieb – also die Feststellung, ob die Leckage aus dem zugeordneten DE oder einem der beiden speisewasserseitig vorgeschalteten MOK strömt – ist jedoch aufwändig und enthält eine Schwachstelle des Konzepts. Zunächst werden alle Stränge in Vorwärmung gebracht, also auch der mit einem potentiell defekten MOK. In diesem kann sich - aufgrund des entstehenden Ausdehnungswassers im NWA-ZKK – über das Leck schnell ein Druckausgleich zwischen Primär- und Sekundärseite oder, im negativsten Szenario, ein Druckgefälle von der Mantel- zur Rohrseite des MOK einstellen. Die Folge wäre eine Verunreinigung des D2O-Inventars im Moderator- und damit auch im Reaktorkühlsystem mit H<sub>2</sub>O.

### Änderungsvorschlag

Die Optimierungsidee besteht darin, die bestehenden Aktivitätsmeßstellen im NWA-ZKS sowohl für den Leistungsbetrieb als auch den Nachkühlbetrieb nutzbar zu machen. Abb. 7.4 zeigt die vorgeschlagene Schaltung der Meßanordnung für beide Betriebsweisen (Abb. 7.4 links: Leistungsbetrieb, rechts: Nachkühlbetrieb). Zwingend dabei ist, daß die Entnahmestelle des Meßstromes zwischen dem mantelseitigen Austritt des MOK und der Einbindung der Rücklaufleitung des NWA-Kreislaufbereiches erfolgt. Ein 3-Wege-Ventil stromabwärts hinter dem Aktivitätsmeßbehälter steuert den Rücklauf des Meßmediums entweder in die Hauptspeisewasserleitung zwischen Speisekopf und Durchsatzmeßstelle (im Leistungsbetrieb) oder zurück in den NWA-ZKK zwischen NWA-ZK-Austritt und NWA-ZKP-Eintritt (im Nachkühlbetrieb). Mit den gewählten rücklaufseitigen Einbindestellen steht in beiden Betriebsfällen ein ausreichendes Druckgefälle für die Strömungsbildung durch die Meßanordnung zur Verfügung. Im Leistungsbetrieb ist es der Druckverlust, hervorgerufen durch die Regelventile im Hauptspeisewasserstrom von Entnahme bis Wiedereinbindung, im Nachkühlbetrieb im Wesentlichen die Druckverluste von Meßblende, NWA-ZK und Drosselarmaturen hinter dem NWA-ZK bzw im Bypaß um den NWA-ZK.

- Vorteile:**
- *Mit Messung des Speisewassers im Leistungsbetrieb direkt hinter den MOK ist die Lecksuche in der bisherigen Weise nicht mehr erforderlich. Spricht allein das Meßgerät in der Frischdampfleitung hinter einem DE an, dann ist dieser DE als defekt identifiziert. Meldet - allein oder zusätzlich - eine der Messungen hinter den beiden vorgeschalteten MOK einen Aktivitätsanstieg, dann kann nur dieser MOK die Ursache sein. In diesem Fall ist als Erstreaktion dieser MOK auf der Primärseite durch das Schließen aller Absperrventile (Magnetventile) zu isolieren, die dadurch eingeschlossene MOP abzuschalten. Im weiteren Verlauf ist zu entscheiden, ob evtl. der Leistungsbetrieb mit den 3 restlichen Moderator Kühlkreisen fortgesetzt werden kann, oder ob die Anlage abzufahren ist. Sind kurzfristig Handmaßnahmen möglich, dann ist der NWA-ZKK, in den der defekte MOK eingebunden ist, zum MOK hin zu öffnen und der Druck im Kreislauf über die Entspannungsleitung zum NWA-Ausgleichsbehälter abzusenken. Die automatische Ansteuerung der zugeordneten NWA- Druckhaltepumpe ist dabei zu deaktivieren. Mit dieser Vorgehensweise wird sichergestellt, daß – für den Fall einer Strömungsumkehr im Leck – die D2O-Kontamination durch H2O ausschließlich auf den primärseitig abgesperrten Bereich am defekten MOK beschränkt bleibt. Mit einer sensiblen, kompetenten Bedienung durch die Betriebsmannschaft läßt sich evtl. jeder Übertritt von H2O in das Moderator kühlssystem vermeiden.*
  - *im Fall eines MOK-Lecks wird eine Konzentrationsverdünnung für die Aktivität im gemessenen Medium vermieden, die bei der aktuellen Lösung aufgrund der Zusammenführung der Speisewasserströme hinter jedem MOK-Paar entsteht.*
- Nachteile:**
- *erhöhter Aufwand an Rohrleitungen und Armaturen, und*
  - *da sich Meßort und Entnahme-/Wiedereinbindungs-Stelle des Meßstromes in verschiedenen Gebäudeteilen des Reaktorgebäudes befinden, sind Rohrlungsdurchtritte durch die Stahlhülle zwischen Reaktorgebäude-Innenraum und Reaktorgebäude-Ringraum unvermeidbar.*

## 7.2.2 Erweiterung der Vorwärmung für die NWA-Zwischenkühlkreise

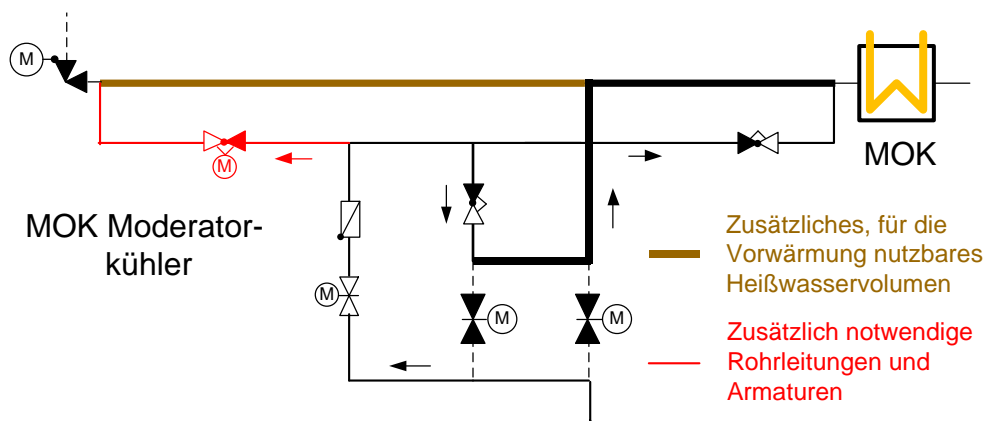
### 7.2.2.1 Vorlauf zum Moderatorkühler

#### Aktuelle Lösung

Abb. 6.17 gibt die gegenwärtige Vorwärmung mit 2 Einspeiseleitungen wieder. Mit den bei der Erstausslegung angesetzten Volumenströmen in diesen beiden Leitungen ergibt sich – unter den angenommenen thermodynamischen Bedingungen - eine Aufheizung des Kreislaufkörpers wie in Abb. 6.18, blaue Kurve, beispielhaft dargestellt. Die mantelseitige Eintrittstemperatur in den MOK (grüne Kurve) fällt zunächst in 2 Sprüngen stark ab, um nach Kreuzung mit der Kreislauftemperatur zuerst langsamer als diese anzusteigen, und sich ihr anschließend asymptotisch anzunähern. Unvollkommen an dieser Lösung ist, daß dabei das heiße Speisewasser zwischen der abgesperrten Vorlaufarmatur an der eintrittsseitigen Grenze zum Speisewassersystem und der Einbindestelle der Haupt-Vorlaufleitung des NWA-Kreislaufbereiches (brauner Abschnitt in Abb. 7.5) nicht für die Vorwärmung erschlossen werden kann.

#### Änderungsvorschlag

Erweiterung der Vorwärmung um eine zusätzliche Einspeiseleitung, die unmittelbar hinter der vorlaufseitigen Speisewasser-Absperrarmatur anschließt (rote Leitung in Abb. 7.5 und 7.6). Die Drosselarmatur in dieser Leitung wird motorbetätigt ausgeführt, um den gesamten Vorwärmstrom sowie dessen Verteilung in Grenzen verändern zu können.



**Abb. 7.5:** Vorschlag: Vorwärmung; Erweiterung im Vorlauf zum MOK

**Vorteile:** - Damit läßt sich auch der heiße Speisewasserinhalt des Rohrleitungsabschnittes zwischen der o.g. vorlaufseitigen Speisewasser-Absperrarmatur und der Kreislauf-Einbindestelle zusätzlich für die Kreislaufvorwärmung nutzen. Wird der ursprüngliche Vorwärm-Massenstrom um den Durchsatz durch die neue Leitung vergrößert, dann beschleunigt sich die Aufheizung des Kreislaufbereiches, da hierfür nur der Gesamtdurchsatz durch den MOK verantwortlich ist. Des Weiteren wird der bisherige Verlauf der MOK-Eintrittstemperatur mit 2-fachem, sprungartigem Abfall um einen weiteren Temperatursprung ergänzt und damit die Belastung für die Wärmetauscherrohre weiter gemildert. Konkrete Höhe und Zeitpunkte dieser Temperaturstufen hängen neben den thermodynamischen Randbedingungen am Vorwärmbeginn insbesondere von den Volumina der nutzbaren Rohrleitungsabschnitte sowie von der Verteilung des gesamten Vorwärmstromes auf die drei Teilströme ab.



- Ein weiterer, noch wichtigerer positiver Effekt der zusätzlichen Leitung ist es, die Temperaturschockwirkung auf den MOK - hervorgerufen durch das Spülen des speisewasserdurchströmten Teiles des NWA-ZKS - entschärfen zu können.

### **Erläuterung des Spülens von Speisewasserleitung und MOK (Abb. 7.6)**

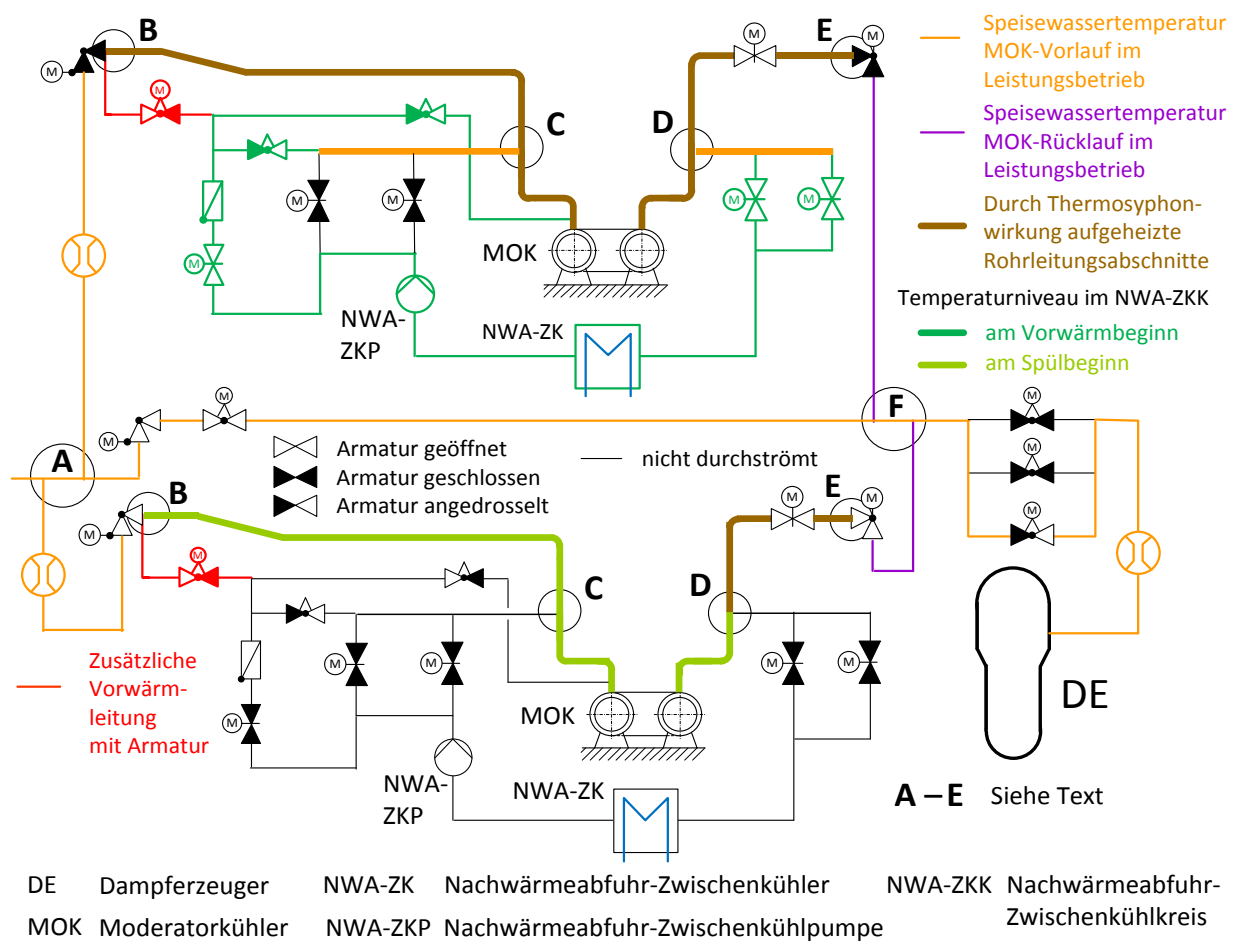
Mit jeder Abschaltung des Reaktors - ob normalbetrieblich oder störfallbedingt - erfolgt als Erstaktion das speisewasserseitige Absperrren der MOK. Die primärseitige Durchströmung der MOK durch die MOP wird jedoch für den Temperaturengleich zwischen Reaktor- und Moderator Kühlsystem aufrechterhalten (Ausnahme: Mittleres Leck). Die sich dabei einstellenden, hohen Moderator-Temperaturen führen zu einer naturkonvektiven Aufheizung des Mantelinhalt der MOK. Schließen die Speisewasserleitungen oben an die MOK an und verlaufen bis zu den Absperrungen ausschließlich horizontal oder vertikal nach oben (wie dies bei CNA 2 der Fall ist), dann kann darin eine Thermosiphonwirkung eintreten, wobei im Extremfall der gesamte eingeschlossene Bereich (braune Leitungen in Abb. 7.6, oben) ebenfalls die hohen Temperaturen annimmt. Nach Inbetriebnahme der Vorwärmung des NWA-ZKS entsprechend aktueller Lösung wird nur der Bereich zwischen den Punkten „C“ und „D“ abgekühlt, die Systemteile zwischen „B“ und „C“ sowie zwischen „D“ und „E“ bleiben heiß stehen. Wird die Anlage auf „Nulllast kalt“ abgefahren, dann ist auch der Druck im Reaktor-/Moderator-Kühlsystem sukzessive auf wenige bar abzusenken. Für evtl. Reparatur- oder Wartungsarbeiten am MOK/NWA-ZKK oder um im Fall von MOK-Undichtigkeiten Leckagen von der Sekundär- zur Primärseite der MOK sicher zu vermeiden, ist parallel dazu auch der NWA-ZKK zu entspannen. Vorausgehend müssen dafür die vorgenannten Heißbereiche („B“ → „C“ und „D“ → „E“) mittels der An- und Abfahrpumpen mit Speisewasser gespült, d.h. ihr Inhalt in Richtung DE ausgeschoben werden, um Dampf Bildung zu verhindern. Für die DE können diese heißen Pfropfen durch Zumischung rel. kühlen Speisewassers über den MOK-Bypaß („A“ → „F“) temperaturreduziert werden, die MOK sind bei der aktuellen Lösung aber unvermeidbar dem auftretenden Temperaturschock ausgesetzt. Können bei PHWR-Folgeanlagen die Speisewasserleitungen – im Unterschied zu CNA 2 – an der Unterseite des MOK angeschlossen werden, dann ist der o.g. Thermosiphoneffekt vermieden; die Vorlaufleitung zum MOK bleibt damit bis Vorwärmbeginn (unter Vernachlässigung von Wärmeabgabe an die Umgebung) auf Speisewassereintrittstemperatur stehen. Mit der vorgeschlagenen, zusätzlichen Vorwärmleitung lassen sich extreme Temperaturschocks für den MOK, unabhängig von der Isometrie der Rohrleitungsverlegung, vermeiden, wenn für die Kühlungsübernahme durch die NKK zum Kaltfahren der Anlage (am Beispiel des Normalbetrieblichen Abfahrens entsprechend Kap. 6.3.3.1) die folgende Vorgehensweise eingehalten wird:

1. **Vorwärmung** des NWA-ZKS bei einer Moderatortemperatur von ca. 135 °C. Dabei wird der Systemteil zwischen den Punkten „B“ und „D“ erfaßt und abgekühlt.
2. **Spülen** mit den An- und Abfahrpumpen. Der gesamte Rohrleitungsabschnitt zwischen „B“ und „F“, also auch der restliche, MOK-austrittsseitige, noch heiße Bereich des NWA-ZKS („D“ → „E“) wird ausgeschoben und mit Speise-

wasser von (max.) 121 °C aufgefüllt. Die Parallelarmaturen in den Hauptleitungen des NWA-ZKK sind dabei geschlossen, die NWA-ZKP abgeschaltet.

3. Es empfiehlt sich, vor der eigentlichen Kühlungsübernahme durch die NKK eine nochmalige **Vorwärmphase** zwischenzuschalten, um Unterschiede zwischen der Kreislaufendtemperatur (nach der ersten Vorwärmung) und der Spültemperatur (121 °C) auszugleichen.
4. **Kühlungsübernahme** der NKK durch Öffnen der Parallelarmaturen im Vorlauf des NWA-ZKK, zuerst schrittweiser Erhöhung des Durchsatzes durch den NWA-ZK und anschließender Aktivierung der Abfahrregelung.

Abb. 7.6 zeigt beispielhaft für einen der beiden Speisewasserstränge mit dem zugeordneten MOK-Paar die Situation vor Beginn der ersten Vorwärmung (Bild oben) und am Anfang des Spülvorganges (Bild unten).



**Abb. 7.6:** Kreislaufbereich; Spülung des speisewasserdurchströmten Teils

- der dritte Vorteil gegenüber der aktuellen Lösung ergibt sich aus der damit einhergehenden Möglichkeit der mantelseitigen Durchsatzhöhung durch den MOK. Die Wärmeabfuhrkapazität in Vorwärmphase am MOK, jedoch mit aktivierter Regelung am NWA-ZK, steigt dadurch auf Werte an die es ermöglichen, im Betriebsfall „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“, ab Vorwärmende – ohne Öffnung der parallelen Hauptarmaturen im Vorlauf – die gesamte,

anfallende Leistung anfangs mit drei, nach wenigen Stunden mit zwei Strängen abzuführen. Damit ist ein sprunghafter, schonender Übergang von Vorwärmung zu Kühlung, allein durch das Zuschalten der Leistungsregelung am NWA-ZK, erreicht.

Thermodynamische Details hierzu sind in Kap. 7.3.2 beschrieben.

### 7.2.2.2 Rücklauf vom NWA-Zwischenkühler

Die Aufheizgeschwindigkeit des NWA-ZKK bei der Vorwärmung wird entscheidend vom dabei eingestellten Durchsatz durch den NWA-ZK beeinflusst. Der hierfür aus Geometriedaten des Kreislaufes und der zur Verfügung stehenden Vorwärmdauer rechnerisch ermittelte Wert kann bei der aktuellen meßtechnischen Ausstattung der NWA-ZKK jedoch nur mittelbar und sehr ungenau, über vorhandene Temperaturmessungen, an der Vorwärmarmatur am Austritt des NWA-ZK eingestellt werden. Es wird deshalb empfohlen, hierfür hinter dieser Armatur eine Durchsatzmeßstelle zu installieren (siehe Abb. 7.7)

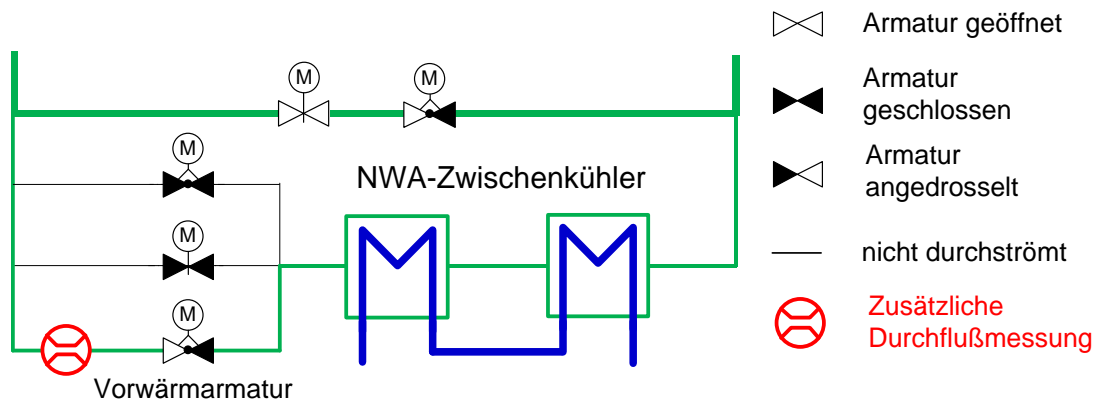


Abb. 7.7: Vorschlag: Vorwärmung; Erweiterung der Meßtechnik im Rücklauf vom NWA-Zwischenkühler

### 7.2.3 Verkleinerung des NWA-Ausgleichsbehälters

#### Aktuelle Lösung

In Kap. 6.3.4.5 wurde bzgl. auftretender Speisewasserleitungslecks zwischen vier Lecklagen unterschieden. Bei Lecklage 2 wird konservativ die vollständige Entleerung der absperrbaren Bereiche um die beiden MOK unterstellt, die dem defekten Speisewasserstrang zugeordnet sind. Um diese MOK und damit die anschließenden Nachkühlstränge mittelfristig wieder einsetzen zu können, werden diese durch einen ständigen Deionatvorrat in den NWA-Ausgleichsbehältern wieder aufgefüllt.

#### Änderungsvorschlag

Bei dieser Lecklage 2 wird davon ausgegangen, daß der Speisewasserstrang bis zu den - und einschließlich der - austrittsseitigen Absperrarmaturen hinter den MOK sowie zumindest ein Teil der An- und Abfahrpumpen funktionsfähig bleiben. Durch verschiedene Handmaßnahmen innerhalb des Speisewassersystems können diese in den normalbetrieblichen Auffüllmodus für das Speisewassersystem mit sehr geringer Fördermenge versetzt werden. Werden weiterhin die eintrittsseitigen Absperrarmaturen vor den MOK geöffnet, sowie die Armaturen im gemeinsamen Speisewasser-Bypaß um die beiden MOK geschlossen, dann kann das

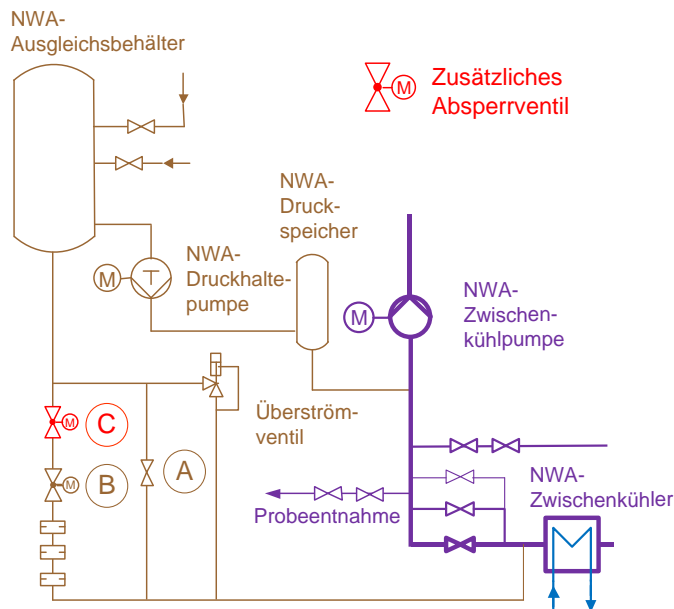
Wiederauffüllen des entleerten Bereiches von An- und Abfahrpumpen, also mit Deionatvorrat aus dem Speisewasserbehälter, vorgenommen werden.

**Konsequenzen**

*CNA 2: Das damit freiwerdende Volumen in den bestehenden NWA-Ausgleichsbehältern könnte anderweitig genutzt werden, z.B. zur Erhöhung der Sicherheitsmargen für die Leckage-Aufnahme nach MOK-Heizrohrbruch und/oder der Betriebsautarkie bei Ausfall der Deionatversorgung. Hierzu müssten dann die Ansteuerungs-Niveaus für die Deionatnachspeisung weiter nach unten gelegt werden.*

*Neuanlagen: Die Größe der NWA-Ausgleichsbehälter kann, für eine Anlage mit identischem Design von MOK und NWA-ZKK wie bei CNA 2, um ca. 14 m<sup>3</sup> verringert werden.*

**7.2.4 Doppelarmaturen in der Ausgleichsleitung zwischen Kreislaufbereich und NWA-Ausgleichsbehälter**



**Abb. 7.8:** Vorschlag: Doppelarmaturen in der Ausgleichsleitung zwischen Kreislaufbereich und NWA-Ausgleichsbehälter

**Aktuelle Lösung**

Parallel zum eigenmedium-gesteuerten Überströmventil (Abb. 6.10), das die Druckhaltung im angeschlossenen Kreislaufbereich sicherstellt, sind zwischen Kreislauf und NWA-Ausgleichsbehälter zwei weitere Rohrleitungen mit Absperrarmaturen installiert, die die folgenden Aufgaben zu erfüllen haben (Abb. 7.8):

- eine Leitung mit Handabsperrrarmatur („A“), die ausschließlich zum Erstbefüllen des Kreislaufes oder nach reparaturbedingten Entleerungen geöffnet wird, um Deionat aus dem NWA-Ausgleichsbehälter ohne Betrieb der NWA-DHP in den Kreislauf einzuspeisen,
- eine Leitung mit drei in Serie angeordneten Drosselblenden und einem motorbetätigten Absperrventil („B“). Diese Ausgleichsleitung ist nur zu öffnen, wenn
  - der Druck im Kreislauf gezielt reduziert werden soll, z.B. beim Abfahren der Anlage auf „Kalt, unterkritisch“, oder

- mit der NWA-DHP im Anlagenstillstand oder während des Leistungsbetriebes der Anlage Hydrazin in den Kreislauf gepumpt werden soll, ohne das Überströmventil zu öffnen. Die äquivalente Flüssigkeitsmenge fließt dann auf diesem Weg zurück zum NWA-Ausgleichsbehälter. Die Bereitschaft zur Kühlungsübernahme ist dabei unterbrochen.

### **Ergänzungsvorschlag**

Tritt während geöffnetem Ventil „B“ eine störfallbedingte Anforderung für die NKK ein, dann ist die Leitung sicher zu schließen, damit der Kreislauf mit der NWA-DHP wieder auf Bereitschaftsdruck gebracht werden kann. Hierzu sollte, entsprechend dem Doppelarmaturenprinzip (siehe Kap. 6.2.1.5), ein zweites Ventil („C“) in Reihe installiert werden.

### **7.2.5 NWA-Druckspeicher, Membran zwischen Deionat und Stickstoff**

#### **Aktuelle Lösung**

Im NWA-Druckspeicher kommt die Flüssigkeitsoberfläche in direkten Kontakt mit dem unter Druck stehenden Stickstoffpolster darüber, sodaß eine Gasdiffusion in die Deionatgrenzschicht - und damit möglicherweise eine sehr langsame, schleichende Stickstoffabnahme im Behälter - nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden kann. Da die NWA-DHP im Normalbetrieb von Behälterdruckniveaus an- und ausgeschaltet wird, wäre die Folge ein stetiger Anstieg des zugeordneten Flüssigkeitslevels im Behälter sowie eine zunehmende Schaltfrequenz der Pumpe.

#### **Abhilfevorgehen**

*CNA 2: Bestätigt sich im Anlagenbetrieb der o.g. Effekt, dann ist bei zu häufigem Ein- und Ausschalten der NWA-DHP der NWA-Druckspeicher bis zum Niedrigstniveau zu entleeren.*

*Anschließend Stickstoffergänzung und Neubefüllung des Behälters mit Deionat vom NWA-Ausgleichsbehälter.*

*Neuanlagen: Wenn erforderlich, Ausrüstung des NWA-Druckspeichers mit einer Membran, die den Flüssigkeitsraum vom Gaspolster trennt.*

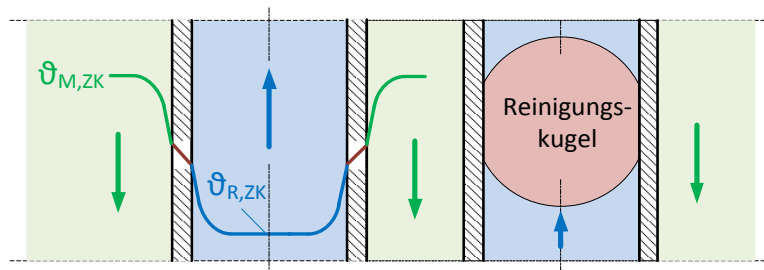
## **7.3 NWA-Zwischenkühlsystem, Systembetrieb**

Die thermodynamischen Berechnungen der NKK zu den Betriebsfällen der Anlage (Kap. 6.3.3 und 6.3.4) dienen dem Nachweis jederzeit ausreichender Wärmeabfuhrkapazität. Materialtechnische Begrenzungen innerhalb des NWA-ZKS blieben dabei noch unbeachtet. Die Systemintegrität zur Umgebung hin ist mit der Festigkeitsauslegung (Kap. 6.2.3) gewährleistet. Indessen sind die dünnwandigen Wärmetauscherrohre des NWA-ZK zur Trennung von Zwischen- und Nebenkühlwasser als sehr sensible Bauteile zu betrachten. Neben der Einhaltung von deren max. zulässiger Betriebstemperatur ist sicherzustellen, daß die Einrichtung zur kontinuierlichen Reinigung der Rohrwandungen in jedem Einsatzfall des Kühlers uneingeschränkt funktionsfähig bleibt. Daraus ergibt sich für bestimmte Betriebsfälle die Notwendigkeit, eine geeignete Systemfahrweise bzw. eine Einsatzstrategie für die Stränge der NKK zu erarbeiten.

### **Beschreibung der Rohrreinigungseinrichtung**

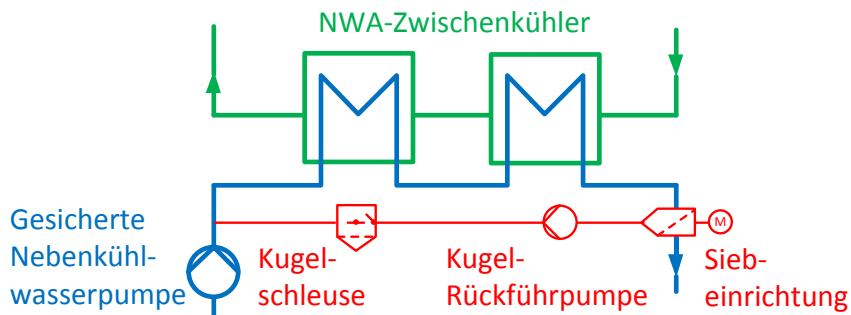
Wie bereits erläutert wird das, der Wärmesenke entnommene Kühlwasser für die Kraftwerksanlage ausschließlich mechanisch behandelt, bevor es den Wärmetauschern zugeführt wird. Um organische und anorganische Ablagerungen (Microfouling) an den Heizrohr-Innenwänden

dieser Wärmetauscher zu vermeiden sowie deren Korrosion zu vermindern und damit auch langfristig die Wärmeübertragungsfunktion zu erhalten, werden diese während des Durchströmens kontinuierlich gereinigt. Dies geschieht mit oberflächenbeschichteten Kugeln (Schwammgummikörper), deren Durchmesser geringfügig größer ist als der Innendurchmesser der Wärmetauscherrohre (Abb. 7.9, rechts). Die Kugeln werden vor dem Eintritt in den Apparat dem Kühlwasserstrom zugeführt, mit der Strömung bzw. dem entstehenden Staudruck durch die Rohre gedrückt, hinter dem Kühleraustritt mit einem Sieb aufgefangen und zum Eintritt zurück transportiert (Prinzip siehe Abb. 7.10). Die Siebeinrichtung ist zu ihrer eigenen Reinigung rückspülbar ausgeführt. Entnahme verbrauchter und Zugabe neuer Kugeln erfolgt über die Kugelschleuse.



**Abb. 7.9:** Temperaturprofil (schematisch) und Reinigungskugel (Prinzip) im Heizrohr eines, mit Oberflächenwasser (Fluß, See, Meer) betriebenen Wärmetauschers

Für einen störungsfreien Betrieb der Rohrreinigungseinrichtung der Wärmetauscher ist darauf zu achten, daß sowohl die Auslegungstemperatur der Rohrseite des Apparates als auch die maximal zulässige Temperatur der Reinigungskugeln nicht überschritten werden.



**Abb. 7.10:** Rohrreinigungseinrichtung für einen, mit Oberflächenwasser (Fluß, See, Meer) betriebenen Wärmetauscher

### 7.3.1 Mittleres Leck, Änderung der Volumenstromverteilung auf Moderatorkühler und Moderatorkühler-Bypaß

In Kap. 6.3.4.3 wurde bereits darauf hingewiesen, daß beim Mittleren Leck – als Alleinstellungsmerkmal dieses NKK-Einsatzfalles - eine Vorwärmung des NWA-ZKS nicht möglich ist. Die NKK hat dabei die Kühlung des Reaktorkerns schnellstmöglich zu übernehmen. Um zu vermeiden, daß nach Inbetriebnahme der NWA-ZKP die heißen Speisewerpfpfen aus den Systemabschnitten SA 2 bis 5 (aus Abb. 6.15) mit ihren hohen Temperaturen aus dem vorangegangenen Leistungsbetrieb den NWA-ZK-Eintritt erreichen können, bleibt der Bypaß um den MOK zunächst geöffnet, sodaß sich hierüber kaltes Medium hinzumischt. Für CNA 2 kann bei Kombination extremster, denkbarer Bedingungen, d.h.

- Vorgegangener Leistungsbetrieb mit maximaler Moderator­temperatur,
- Maximalen Raumtemperaturen in Reaktor­gebäude-Ringraum und -Innenraum,
- Maximaler, zu unterstellender Neben­kühlwasser-Vorlauf­temperatur

und der aktuell vorgesehenen Mengen­verteilung auf MOK und MOK-Bypaß (ca. 2:1) dennoch kurzzeitig eine Temperatur am mantelseitigen Eintritt des NWA-ZK erreicht werden, die dem max. zulässigen Wert für die Wärmetauscher-Rohre nahek­ommt.

### Änderungsvorschlag

Die rohrhydraulischen Bedingungen auf den beiden, parallelen Strömungswegen von MOK und MOK-Bypaß (entsprechend den Angaben zu den Widerstandswerten von MOK, Armaturen, Meßblende sowie der realen Rohrleitungsverlegung) lassen es rechnerisch zu, die o.g. Mengen­verteilung auf ein Minimal­verhältnis von ca. 1,15:1 einzustellen. Dadurch verlängert sich die Zeit, bis der letzte heiße Speisewasserpfropfen (SA 2) die Haupt-Misch­stelle (Punkt „4“ in Abb. 6.14) passiert hat, um ca. 20 %; diese Reserve ist jedoch bereits bei der gegenwärtigen Signaleinstellung zum Schließen des Bypasses gegeben. Die maximal mögliche NWA-ZK-Eintritts­temperatur sinkt mit dieser Maßnahme auf eine Höhe, die für die Wärmetauscherrohre einen sicheren Abstand zu den max. zulässigen Temperaturwerten gewährleistet. Dabei kommt entgegen, daß sich durch die rohr- **und** mantelseitige Volldurchströmung des NWA-ZK ein Temperaturprofil an Rohr-Innen- und –Außenwand mit einem ausgeprägten Temperaturgefälle in den dünnen, ruhenden Grenzschichten ausbilden kann, das die realen Mediumtemperaturen auf Abstand zum Rohrwerkstoff hält (Prinzipbild siehe Abb. 7.9, links).

### 7.3.2 Fahrweise des NWA-Zwischenkühlsystems bei der Kombination „Hohe Moderator­temperatur/geringe abzuführende Wärmeleistung“

Das Systemkonzept der NKK mit Regelung der abgeführten Wärmeleistung innerhalb des NWA-ZKS durch Veränderung des Mengen­verhältnisses zwischen NWA-ZK und dessen Bypaß hat zur Folge, daß das Temperaturniveau im NWA-ZKK – bei festgehaltener Moderator­temperatur - ansteigt, wenn die abzuführende Wärmemenge abfällt.

#### Aktuelle Lösung

Die konventionelle Fahrweise des NWA-ZKS sieht eine klare Trennung des Vorwärmvorganges vom nachfolgenden Kühlbetrieb vor. Der Übergang zwischen beiden wird

- für die Wärme**aufnahme** vom MOK durch die Öffnung der vorlaufseitigen, parallelen Hauptarmaturen des NWA-ZKS zum MOK,
- für die Wärme**abgabe** durch die Aktivierung der Regelung am NWA-ZK

vollzogen. Neben dieser Regelung ist ein zusätzlicher, begrenzter Einfluss auf die abgeführte Wärme und damit das Temperaturniveau im Kreislauf durch den Bypaß um den MOK gegeben, für den aber ausschließlich die „AUF“- oder „ZU“- Stellung vorgesehen ist. (Ein weiterer Regelkreis für den MOK würde einen undefinierten und damit unzulässigen Wärmeabfuhrzustand hervorrufen.) In Betriebsfällen, die gekennzeichnet sind durch hohe Moderator­temperaturen bei geringen abzuführenden Wärmeleistungen könnten sich damit mantelseitige Eintritts­temperaturen in den NWA-ZK einstellen, die die Auslegungswerte der Heizrohre erreichen oder sogar überschreiten. Im Besonderen ist dies der Fall, wenn die Anlage mit Hilfe der NKK auf „Heiß unterkritisch“ zu halten ist, da hierbei nur Zerfallsleistung sowie Wärmeeintrag von den MOP und HKP, aber keine Speicherwärme anfällt (siehe Abb. 6.19, unten).

### Änderungsvorschlag für den Betriebsfall „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“

Auch die Vorwärmung des NWA-ZKS selbst bedeutet für Reaktor- und Moderator-Kühlsystem eine Wärmeabgabe am MOK mit der Besonderheit, daß diese Wärmeleistung primär als Speicherwärme in den NWA-ZKK einfließt und nicht (oder nur zu einem kleinen Teil) an die äußere Wärmesenke abgegeben wird. Im Folgenden wird unterstellt, daß der Änderungsvorschlag zu Kap. 7.2.2.1 verwirklicht und dabei der Vorwärmstrom von 15 l/s auf hier angenommene 25 l/s vergrößert wird. Dies ist ausreichend um im Fall, daß die NKK die Wärmeabfuhr beim „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“ übernehmen muß, die anfallende Wärmeleistung mit anfangs drei, nach einigen Stunden mit zwei Nachkühlsträngen abzuleiten.

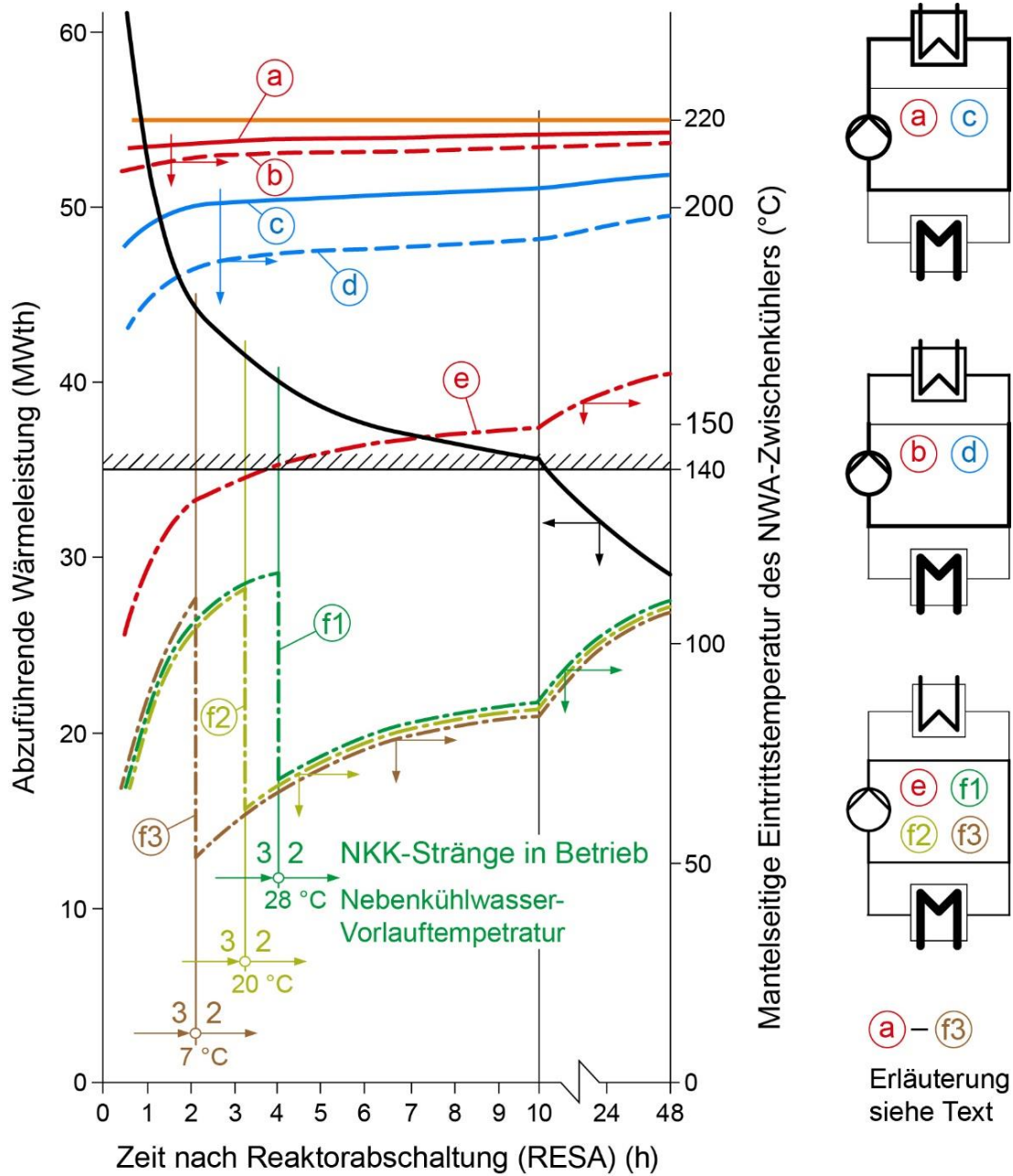
In Abb. 7.11 wird dies – vergleichend mit der aktuellen Fahrweise – anschaulich gemacht. Sie zeigt die Temperaturverläufe, die sich am mantelseitigen Eintritt in den NWA-ZK einstellen,

- wenn der MOK mit dem gesamten Volumenstrom der NWA-ZKP (abzüglich nur der Menge für Mechanisches Filter und Aktivitätsmeßstelle) beaufschlagt wird (durchgezogene Kurve „a“ für vier, Kurve „c“ für einen Nachkühlstrang im Einsatz). In beiden Fällen treten an den Wärmetauscherrohren des NWA-ZK unakzeptabel hohe Werte auf.
- wenn dabei der Bypaß um den MOK geöffnet wird (strichlierte Kurve „b“ für vier, Kurve „d“ für einen Nachkühlstrang in Betrieb). Es ist erkennbar, daß sich dadurch die Situation für den NWA-ZK nur unwesentlich verbessert.
- wenn die Vorwärmung auch für den Kühlbetrieb beibehalten wird und zusätzlich nur die Regelung am NWA-ZK aktiviert wird (strichpunktierte Kurven).
  - **Nur 1 Nachkühlstrang in Betrieb.** Die Wärmeabfuhrkapazität eines einzigen Stranges ist auch nach mehreren Tagen noch nicht ausreichend, um die MOK-Eintrittstemperatur konstant zu halten; deshalb ist für diesen Fall auch kein Verlauf angegeben.
  - **Alle 4 Nachkühlstränge in Betrieb (Kurve „e“).** Unter den zugrundeliegenden Annahmen ist spätestens nach ca. 3 bis 4 Stunden einer der Stränge stillzulegen, um unter der zulässigen Temperatur der Wärmetauscherrohre des NWA-ZK zu bleiben.
  - **3 bzw. 2 Nachkühlstränge in Betrieb (Kurven „f1“, „f2“, „f3“).** Die Fahrweise beginnt mit drei Nachkühlsträngen im Einsatz. Davon wird einer außer Betrieb genommen, sobald die Wärmeabfuhrkapazität von zwei Strängen ausreicht, um die MOK-Eintrittstemperatur konstant zu halten, d.h. deren Bypaß um die NWA-ZK ganz geschlossen ist. Dieser Zustand ist umso früher gegeben, je niedriger die Nebenkühlwasser-Vorlauf-Temperatur liegt. Mit deren Änderung verstellt sich nur das Durchsatzverhältnis von NWA-ZK zu Bypaß; die mantelseitige Eintrittstemperatur in den NWA-ZK wird davon nicht beeinflußt. Die Kurven „f1“ und „f2“ sind im 2-Strangbetrieb real deckungsgleich mit „f3“. Zur Veranschaulichung wurden diese parallel nach oben versetzt gezeichnet.

### Fazit

Für den Betriebsfall „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“ wird ein NKK-Einsatzverfahren mit gezielter In- und Außerbetriebnahme einzelner Kühlstränge aufgezeigt. Dabei ist sichergestellt, daß einerseits die anfallende Wärme abgeführt wird und andererseits an allen Stellen des NWA-ZKS und seiner Komponenten zulässige Temperaturen nicht überschritten werden. Mit der dargestellten Option, die Vorwärmung im Vorlauf zum MOK als zusätzliche Kühlbetriebsvariante zu verwenden, entsteht eine sehr hohe Flexibilität bzgl. des Einsatzes der gesamten NKK. Eine diesbezügliche, analoge Untersuchung für weitere Betriebs- und ggfs. auch Störfälle anhand der realen Anlagenbedingungen obliegt dem Betreiber bestehender Anlagen bzw. den Planern von evtl. PHWR-Neuanlagen.





- Abzuführende Wärmeleistung
- MOK-Eintrittstemperatur, Rohrseite
- //// NWA-Zwischenkühler, Zulässige Temperatur der Heizrohre
- NWA-Zwischenkühler, Eintrittstemperatur, Mantelseite
- 4 Nachkühlstränge in Betrieb, 28 °C
- 1 Nachkühlstrang in Betrieb, 28 °C
- 3 → 2 Nachkühlstränge in Betrieb, 28, 20, 7 °C

**Abb. 7.11:** Vorschlag: Fahrweise des NWA-Zwischenkühlsystems im Betriebsfall „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“



## 8 Zusammenfassung, Gesamtbild und Vision

### 8.1 Zusammenfassung

Die heute marktbeherrschenden Kernkraftwerkstypen, die Leichtwasserreaktoren (LWR), waren zu Beginn der Großanlagenentwicklung, also in der 2. Hälfte des vorigen Jahrhunderts, primär als Vorstadium zum Brutreaktor gedacht. Damit sollte neben der Stromproduktion auch Plutonium für deren Spaltzonen geliefert werden, bis sich der Betrieb durch den Brutprozeß selbst tragen konnte. Auch die Natururanreaktoren (NUR) sollten diesem Zweck dienen und hätten innerhalb dieser Strategie ebenfalls einen bedeutenden Pu-Beitrag liefern sollen.

Das bisherige Scheitern der Bruttechnologie im großtechnischen Maßstab (mit Ausnahme von Russland), das fast permanente Überangebot an Uran und – damit einhergehend - ein Uranpreis, dessen ständig fallende Tendenz nur durch unvorhersehbare, ressourcenunabhängige Ereignisse unterbrochen wurde, haben dagegen die LWR als tragende Säule der Kernenergie etabliert und gefestigt. NUR, inzwischen ausschließlich mit Schwerwasser als Moderator betrieben, konnten trotz ihres Vorteils in der Brennstoffausnutzung bislang keine ähnlich gewichtige Präsenz wie die LWR auf dem Kernkraftwerksmarkt erlangen. Dennoch wurde im Jahr 2015 mit dem Kernkraftwerk Atucha 2 (CNA 2) in Argentinien, das über eine eigene Schwerwasseranreicherungsanlage verfügt, eine NUR-Anlage der Bauart PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor) in Betrieb genommen, die der vorliegenden Arbeit als Referenz dient.

Konzeptionell kann innerhalb der NUR in Kraftwerke mit Druckbehälter (DBR) und Druckröhren (DRR) unterschieden werden. Die Entwicklungsgeschichte der beiden Varianten wurde in dieser Arbeit lückenlos aufgezeigt und in einer Tabelle zusammengefaßt.

Zentrale Teile der Dissertation sind die Darstellung der Zerfallsleistung als wichtigste Auslegungsgröße für die Nachkühlkette (NKK) jedes KKW allgemein – sowie spezifisch für NUR in DBR-Bauweise mit Schwerwasser als Moderator - ,die thermodynamische Berechnung der NKK und ihre detaillierte technische Ausführung, die Analyse der wichtigsten NKK-Einsatzfälle sowie Vorschläge zur Änderung/Optimierung von Verfahrenstechnik und Betriebsweise – z.T. als denkbare Modifikation für CNA 2 – primär jedoch für mögliche Folgeanlagen mit dieser Technik.

Die Notwendigkeit, bei Kernkraftwerken einen sehr hohen technischen Aufwand für die Abkühlung der Reaktoranlage nach dem Abschaltung leisten zu müssen, ergibt sich aus dem physikalischen Phänomen der Zerfallsleistung, früher im deutschen Sprachraum als Nachzerfallsleistung bezeichnet. Deren rechnerische Bestimmung begann mit einfachen, empirischen Gleichungen auf der Basis von Experimenten Ende der 40er, Anfang der 50er Jahre des letzten Jahrhunderts. Anwendung fanden diese bis zur Erscheinung des ersten Entwurfes einer Standard-Berechnungsmethode durch ANS (American Nuclear Society) im Jahre 1971. Seitdem wurden ständig Verfeinerungen und Präzisierungen der, für angereicherten Brennstoff gültigen Berechnung durchgeführt, die sich gegenwärtig (Stand 2015) in einem ANS-5.1 Standard von 2014, zwei DIN-Norm-Versionen von 2014 (DIN 25463-1 für nicht-rezyklierte, DIN 25463-2 für rezyklierte (Mischoxid-) Brennstoffe) sowie einem internationalen Standard von 1992 (ISO 10645) und einer Japanischen Norm von 1991 (JAERI) darstellt. NUR-spezifische Methoden zur Zerfallsleistungs-Ermittlung wurden nie entwickelt, sodaß hierfür bislang auf o.g. Gleichungen bzw. Standards für LWR zurückgegriffen werden mußte. Allerdings ist dabei, mit steigendem Detaillierungsgrad der Berechnung, auch eine zunehmende Zahl reaktorspezifischer, physikalischer und technischer Daten in die Berechnung einzugeben,

wodurch für viele Einzelbeiträge zur Zerfallsleistung NUR-Besonderheiten berücksichtigt werden können. In der Arbeit wurden die einzelnen Präzisierungsschritte in o.g. Standards nachvollzogen, die Gültigkeitsbereiche für die Abklingzeiten miteinander verglichen, sowie sich ergebende Zerfallsleistungskurven gegenübergestellt und diskutiert. Eine Wertekurve für den Reaktorkern von CNA 2 im Abklingzeitbereich von 30 Sekunden bis 2 Jahre liegt bei.

Das anschließende Kapitel widmet sich der zeitlichen Entwicklung der Hauptkomponenten von Reaktor- und – für PHWR-Anlagen – auch des Moderator-Kühlsystems sowie der jeweiligen NKK. Zusätzlich wurden darin kompakt die wesentlichen Konzeptunterschiede in den NKK-Details der neuesten Anlagen mit Druckwasserreaktor (DWR) von (ausschließlich) deutscher Herkunft - CNA 2 bei PHWR, DWR 1300 MW bei PLWR (Pressurized Light Water Reactor) - anhand von Schaltbildern erläutert und tabellarisch zusammengestellt.

Zur Zeit der Errichtung erster KKW-Demonstrationsanlagen mit DWR in der BRD (Mehrzweck-Forschungsreaktor Karlsruhe als PHWR, KKW Obrigheim als PLWR) war noch nicht erkennbar, ob eines der beiden Konzepte Dominanz erlangen oder beide gleichgewichtig nebeneinander bestehen konnten. Die ökonomisch logische Konsequenz war, in der Entwicklung eine Synergiemaximierung zu verfolgen, bei der für Basiskonzept und Großkomponenten des Reaktorkühlsystems beide Varianten gegenseitig voneinander profitieren konnten. Die NKK von PHWR neuer Bauart und von PLWR unterscheiden sich hingegen deutlich voneinander. Der Umstand, beim PHWR den Moderator während des Leistungsbetriebes der Anlage, unabhängig von der Brennelementkühlung, separat auf tieferem Temperaturniveau als das Reaktorkühlmittel halten zu müssen wird dazu benutzt, das dafür notwendige Moderator-Kühlsystem auch als innerstes Glied der NKK einzusetzen. Zudem wird das mittlere NKK-System in Hochdruck /Hochtemperatur-Bauweise ausgeführt, wodurch – im Gegensatz zum PLWR – die Reaktornachkühlung im Bedarfsfall grundsätzlich ohne zusätzliche Bespeisung der DE möglich ist.

Über die thermodynamische Berechnung der NKK wird der Nachweis von deren ausreichender Wärmeabfuhrkapazität bei vorgegebenen Randbedingungen des Moderator-Kühlsystems einerseits und der äußeren Wärmesenke andererseits erbracht. Dabei werden alle Temperaturen und Massenströme innerhalb der NKK sowie, mittels Steuerungsparametern, entweder die Massenstromverteilung Mantelseite/Bypaß am flußwasserbeaufschlagten Wärmetauscher (NWA-Zwischenkühler) bei vorgegebener, abzuführender Wärmeleistung oder die max. abführbare Grenzleistung bei vollständig geschlossenem Bypaß ermittelt. Für das bestehende Rechenprogramm, das im Rahmen der Arbeit von FORTRAN IV auf C++ transferiert wurde, werden die Eingabedaten, die Berechnungstheorie und der Programmablaufplan beschrieben. Unter Anwendung des Programms wird die abführbare Wärmeleistung am Moderator-Kühler (MOK) beispielhaft für CNA 2 ermittelt und in einem dreidimensionalen Diagramm mit den Parametern Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur, Moderator-Eintrittstemperatur in den MOK sowie geöffnetem und geschlossenem Bypaß um den MOK eingetragen.

Die darauffolgende Detailbeschreibung des für CNA 2 neu entwickelten NWA-Zwischenkühlsystems – mittleres Glied der NKK - ist in drei Unterkapitel eingeteilt. Sie beginnt mit einem Vergleich von dessen Grundaufbau bei CNA 2 und ihrer Vorgängeranlage CNA 1. Anschließend werden alle vorkommenden Komponenten – Wärmetauscher, Pumpen, Behälter, Filter und Siebe - sowie die Funktion einer Sonderarmatur beschrieben. Es wird auf die Wahl der Nennweiten für die Haupt-Rohrleitungen (und damit auch der Regel- und Absperrarmaturen), auf die Temperatur- und Druckauslegung der verschiedenen Systembereiche und auf das

Steuerungs/Regelungs-Konzept für die Einstellung der abgeführten Wärmeleistung eingegangen.

Die Erläuterung der System-Betriebsfälle nimmt den größten Raum dieses Kapitels ein.

Es ist eingeteilt in Funktionen/Bereitschaftszustand während des – jedem Einsatzfall vorausgehenden – Leistungsbetriebes der Anlage, die Vorwärmung des System-Kreislaufbereiches und den eigentlichen Kühlbetrieb. Die thermodynamischen Berechnungen zur Kontrolle ausreichender Wärmeabfuhrkapazität bei CNA 2 zeigen, daß zum Ende des Abkühlvorganges

- beim normalen Abfahren der Anlage es zu einer Abflachung der Abkühlkurve gegenüber der geplanten Charakteristik kommen kann, wenn die Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur einen Wert von 24 °C überschreitet (Normalwert für die Auslegung des Wasser/Dampf-Kreislaufes bei CNA 2: 20 °C).
- auch nach fast allen, zu unterstellenden Störfällen derselbe o.g. Effekt auftritt (Ausnahme: Mittleres Leck), selbst bei der niedrigsten Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur. Grund dafür ist das gewünschte, schnelle Abkühlen des Reaktor-/Moderator-Kühlsystems, das einen komprimierten Anfall von Speicherwärme mit sich bringt.

Dies zum Anlaß für eine Vergrößerung der NKK-Komponenten zu nehmen, wäre jedoch nicht gerechtfertigt. Es ist rechnerisch nachgewiesen, daß bei normalen Umgebungsbedingungen, Verfügbarkeit aller Kühlstränge und damit statistisch in der überwiegenden Zahl der Anforderungsfälle das normalbetriebliche Abkühlen der Anlage planmäßig ohne Verzögerung erfolgen kann. Bei Störfällen tritt eine Verlangsamung der Abkühlung erst ab Temperaturen ein, bei denen deren Beherrschung nicht mehr gefährdet, d.h. eine Wiederaufheizung des Reaktorsystems ausgeschlossen ist. Für den NKK-Einsatz bei Speisewasser- bzw. Frischdampf-Leitungsleck wurden die unterschiedlichen möglichen Lecklagen analysiert und die einzuleitenden Maßnahmen beschrieben.

Abschließend wurden, ausgehend vom CNA 2-Anlagenkonzept, Vorschläge zur Optimierung verschiedener Systeme zur Nukleartechnischen Wärmeabfuhr in PHWR erarbeitet. Der Schwerpunkt liegt dabei auf dem NWA-Zwischenkühlsystem. Entsprechend den Vorschlagsinhalten ist das Kapitel eingeteilt in „Nukleartechnische Wärmeabfuhrsysteme allgemein“, „NWA-Zwischenkühlsystem, Systemaufbau“, „NWA-Zwischenkühlsystem, Systembetrieb“.

In Tab. 8.1 sind alle Vorschläge bzgl. ihrer Umsetzbarkeit für CNA 2 und/oder Neuanlagen, sowie ihrer ökonomischen, betrieblichen und sicherheitstechnischen Relevanz aufgenommen.

### **Ausblick bzgl. Anschlußarbeiten**

Während der Arbeiten zu dieser Dissertation haben sich weitere Themen/Ideen zum Gesamtkomplex „Nachkühlkette von Druckwasserreaktoren mit Schwerwasserkühlung“ ergeben, deren Bearbeitung in der Folgezeit sinnvoll bzw. empfehlenswert erscheint.

- **Berechnung der Zerfallsleistung**

Transformation eines vorhandenen FORTRAN-Programmes in C++ auf der Grundlage der Berechnungsvorschriften lt. DIN 25463, ggfs. mit Flexibilisierung der Eingabedaten in der Weise, daß es sowohl für Schwerwasser- als auch für Leichtwasser-DWR verwendbar wird. Es wird davon ausgegangen, daß diese Aufgabe zumindest eine Masterarbeit erfordern würde.

- **Thermodynamische Berechnung der Nachkühlkette**

Die im Kap. 7.3.2 vorgeschlagene Fahrweise für das NWA-Zwischenkühlsystem mit stark reduziertem, mantelseitigem Durchsatz durch den Moderatorkühler im Betriebsfall „Hohe Moderatortemperatur bei geringer abzuführender Wärmeleistung“ kann im Moderatorkühler zu einem Übergang von turbulenter zu laminarer Strömung führen, die bisher bei der Berechnung nicht berücksichtigt ist. Das bestehende C++-Programm sollte dahingehend ergänzt werden.

- **Elektrischer Eigenbedarf eines Schwerwasser-DWR im Leistungsbetrieb der Anlage**

Das Eruiieren von Einsparmöglichkeiten für den elektrischen Eigenbedarf (siehe Kap.7.1) hat noch Potentiale für weitere Reduktionen offengelegt, die detailliert untersucht werden sollten. Allerdings ist hierfür die profunde Kenntnis des PHWR-Gesamtkonzeptes erforderlich.

Perspektiven für künftige Arbeiten im Umfang einer Promotion auf dem Gebiet der Nachkühlkette für Schwerwasser-DWR könnten sich dann ergeben, wenn diese KKW-Technologie in Form von Folgeanlagen zu CNA 2 mit zusätzlichen innovativen Elementen weitergeschrieben würde.

## 8.2 Gesamtbild und Vision

Die Kernkraftwerkswelt ist gespalten.

Dabei sind länderbezogen z.Zt. alle möglichen Varianten vom totalen Verzicht auf Einführung dieser Technik bis zum stetigen Ausbau eines bereits bestehenden Anlagenparks vertreten. Abb. 8.1 [8.1] gibt die Situation im Jahr 2017 wieder. Erstaunlich und widersprüchlich zugleich ist die Tatsache, daß die Länder, in denen sich die bislang gravierendsten Fast-Unfälle (z.B. Three Mile Island, USA, 1979) bis zu den verheerendsten Katastrophen (Tschernobyl, UdSSR, 1986 und Fukushima Daiichi, Japan, 2011) ereignet haben, weiterhin an der Kernenergienutzung festhalten. Dagegen spiegelt sich z.Zt. innerhalb von Europa das gesamte Spektrum an denkbaren Einstellungen zur Kernenergie wieder. Daß die gegenwärtige deutsche Politik des Ausstiegs aus der Kernenergie mit Abschaltung der letzten Anlagen in 2022 bei Kennern der Technologie und der Details in Konzept- und Sicherheitsunterschieden zu den havarierten Anlagen in der Sowjetunion und Japan nicht unumstritten ist, zeigt ein Zitat aus [8.2]: „Aus Sicht des Autors ist es technisch (...) nicht gerechtfertigt, deutsche Anlagen ohne Würdigung der Anlagenunterschiede und der weiterentwickelten Sicherheitstechnik mit national und international anerkannt höchstem Niveau vorübergehend oder dauerhaft stillzulegen“. (Zitat Ende). Dieser kompetenten Aussage ist noch anzufügen, daß mit dem Ausstiegsbeschuß mittelfristig auch wertvollstes Kernkraftwerks-Know-How brachgelegt ist und zwangsläufig mit zunehmender Zeit verkümmern bzw. nicht mehr weitergegeben wird.

Hinsichtlich der globalen Zukunftsperspektive spezifisch für den Schwerwasserreaktor soll eine Idee, die bereits in den 80er Jahren skizziert wurde, nicht unerwähnt bleiben.

Dabei handelt es sich um den Tandem-Einsatz von abgebrannten Brennelementen (BE) aus PLWR-Anlagen in PHWR-Reaktoren. Die Brennstäbe der quadratischen PLWR-BE sollten nach deren Bestrahlungsende im PLWR und einer bestimmten Abklingzeit aus der BE-Struktur demontiert und nach Inspektion und ggfs. Elimination defekter Stäbe direkt zu neuen, kreisrunden PHWR-BE zusammengesetzt werden. Nach deren – etwa einjährigem – Betrieb im PHWR hat sich der prozentuale Restgehalt an Spaltmaterial im Brennstoff dann nochmals

Vor- schlags- Kate- gorie	Kapitel	Vorschlag	Umsetzbarkeit		Relevanz		
			CNA 2	Neu- anlage	öko- nomisch	betriebl- lich	sicherheits- technisch
Nukleartechnische Wärmeabfuhrsysteme, allgemein	7.1.1	Versorbarkeitung der Kühlstellen von Moderatorpumpe und Brennelement-Handhabung durch das Betriebskomponenten-Kühlsystem	(X)	X	●	●	[●]
	7.1.2	Versorgung der Brennelement-Beckenkühler durch die Nukleartechnischen Zwischenkühlkreise	—	(X)	●	●	●
	7.1.3	Energieoptimierter Einsatz des Gesicherten Nebenkühlwassersystems im Leistungsbetrieb der Anlage	(X)	X	●	●	[●]
NWA-Zwischenkühlsystem, Systemaufbau	7.2.1	Mehrfachfunktion der Radioaktivitätsmeßstellen bzgl. Moderatorkühler-Heizrohrbruch	(X)	X	●	●	●
	7.2.2	Erweiterung der Vorwärmung für die NWA-Zwischenkühlkreise	(X)	X	●	●	●
	7.2.3	Verkleinerung des NWA-Ausgleichsbehälters	—	X	●	--	(●)
	7.2.4	Doppelarmaturen in der Ausgleichsleitung zwischen Kreislaufbereich und NWA-Ausgleichsbehälter	(X)	X	●	--	●
	7.2.5	NWA-Druckspeicher, Membran zwischen Deionat und Stickstoff	(X) wenn erforderlich	X	●	●	--
NWA-Zwischenkühl- system, Systembetrieb	7.3.1	Mittleres Leck, Änderung der Volumenstromverteilung auf Moderatorkühler und Moderatorkühler-Bypaß	X	X	--	--	●
	7.3.2	Fahrweise des NWA-Zwischenkühl-systems bei der Kombination "Hohe Moderatorkühler-Eintrittstemperatur/ geringe abzuführende Wärmeleistung"	X	X	--	●	●

- X: Maßnahme uneingeschränkt umsetzbar
- (X): Umsetzbarkeit zu prüfen, Aufwand zu bewerten
- : Maßnahme nicht umsetzbar
- : Keine Relevanz
- : Relevanz durch Kosten/Nutzen-Rechnung zu prüfen
- /● Hohe/geringere positive Relevanz zu erwarten
- : Negative Relevanz (mit Zusatzkosten verbunden)
- [●] : Negative Relevanz muß durch zusätzliche Absperrearmaturen ausgeschlossen werden
- (●) : Negative Relevanz durch Ausfallwahrscheinlichkeitbetrachtung auszuschließen

**Tab. 8.1:** Optimierungs-/Änderungs-Vorschläge aus Kapitel 7; Zusammenfassung und Bewertung

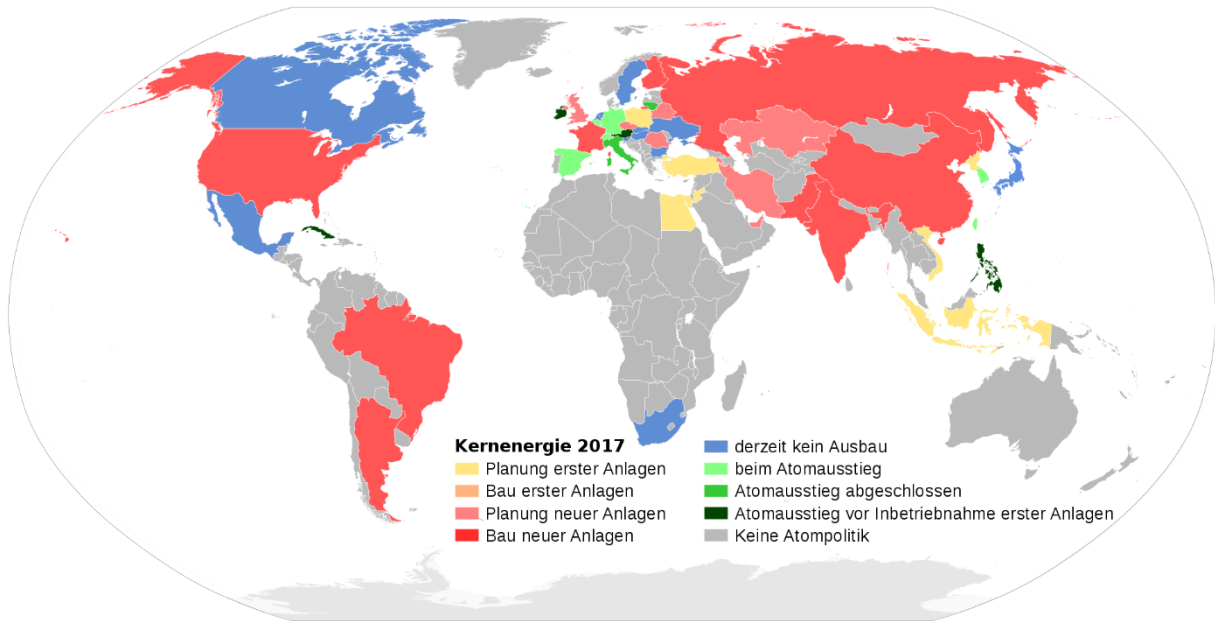


Abb. 8.1: Kernenergie 2017 weltweit [8.1]

um etwa die Hälfte reduziert. Eine Voraussetzung dieser Strategie ist jedoch, daß der Kernkraftwerksbestand aus zwei, in ihren Größen aufeinander abgestimmten Flotten an PLWR- und PHWR-Anlagen besteht. Der Bau neuer PHWR wäre somit unverzichtbar, wodurch auch dieser KKW-Typ zu einem gewichtigeren Part der Stromversorgung werden könnte. Neben der notwendigen Klärung vieler konzeptioneller, reaktorphysikalischer und konstruktiver Fragen wären davon auch Nachwärmeabfuhr-Systeme betroffen. Die Zerfallsleistung von

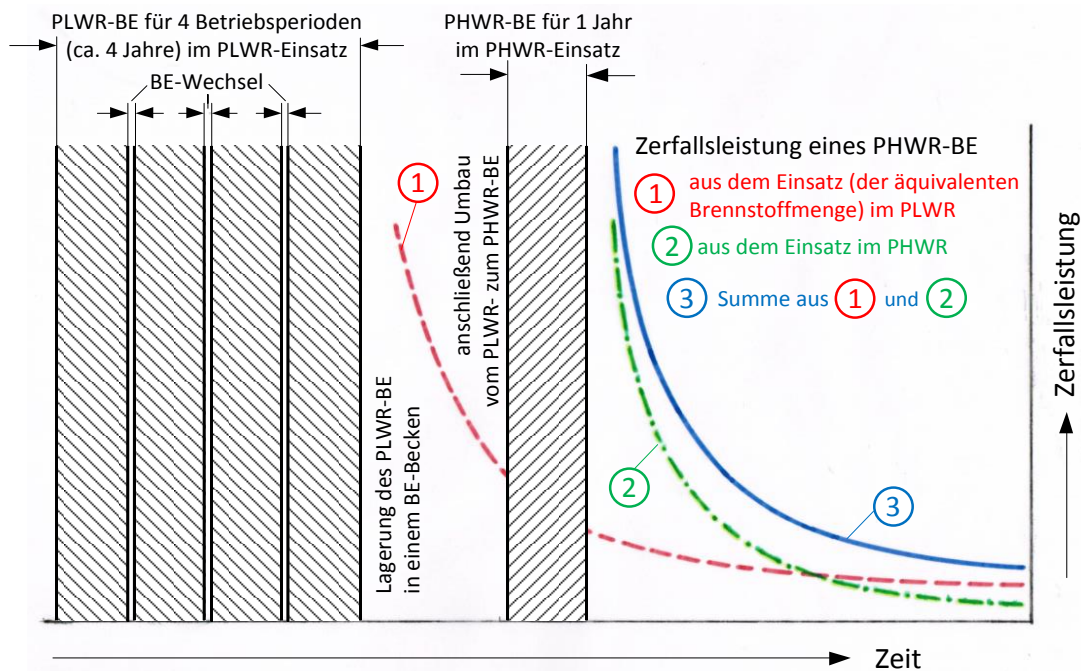
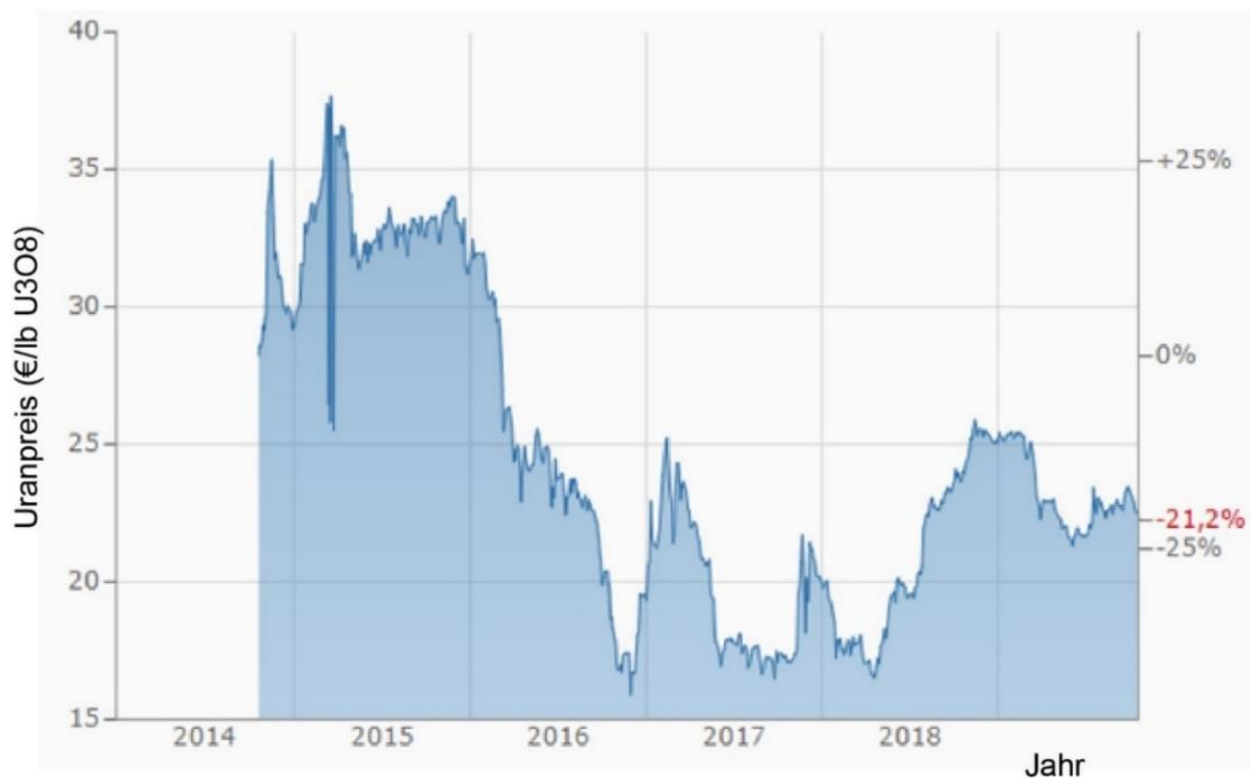


Abb. 8.2: Tandem-Einsatz eines PLWR-Brennelementes im PHWR



BE aus dem PHWR-Einsatz würde sich mit derjenigen aus dem vorangegangenen PLWR-Betrieb summieren. In Relation zum Wert aus alleiniger Leistungserzeugung im PHWR ergibt sich daraus eine Erhöhung, die sich mit der abklingzeitabhängigen Charakteristik der Zerfallskurve verändert und insbesondere für die BE-Lagerung im Langzeitbereich zu beachten ist.

Abb. 8.2 zeigt vereinfacht, wie der beschriebene Brennstoffeinsatz ablaufen könnte. Auch in China, das mit den beiden CANDU-Blöcken Qinshan 3-1 und 3-2 neben vielen PLWR-Anlagen auch über NUR-Kernkraftwerke verfügt, wurde in den letzten Jahren ein derartiges Tandem-Konzept thematisiert. Ob diese Konzeptidee in der Zukunft ernsthaft aufgegriffen oder sogar großtechnisch realisiert wird, wird nicht zuletzt davon abhängen, ob sich das gegenwärtig niedrige Uranpreisniveau drastisch nach oben bewegt. Abb. 8.3 [8.3] ist zu entnehmen, daß es sich 2019 – verglichen mit den Tiefpunkten zwischen 2016 und 2018 – auf etwas höherem Level halten konnte. Aus den Erfahrungen der letzten Jahrzehnte kann daraus jedoch noch nicht seriös abgeleitet werden, daß sich der Uranpreis stabilisiert oder es sogar zu einem dauerhaften Anstieg kommt.



**Abb. 8.3:** Entwicklung des Uranpreises zwischen 2015 und 2019 [8.3]



## Literaturverzeichnis

- [1.1] EDITORIAL  
Nuclear Power Plants: 2015 atw Compact Statistics  
*Atomwirtschaft, Vol. 61 (2016), Issue 4, April, Tab. 1*
- [2.1] DIN 25463-1  
Berechnung der Zerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren-  
Teil 1: Uranoxid-Kernbrennstoff für Druckwasserreaktoren  
*Deutsches Institut für Normung e. V., Normenausschuß Materialprüfung (NMP),  
Februar 2014, Tab. B.6*
- [2.2] MÄRKL, H.  
Langfristig optimale Energieversorgung mit verschiedenen Kernkraftwerktypen  
*Siemens-Zeitschrift 42 (1968), Beiheft „Kernkrafttechnik“,  
S. 123-132, Tafel 3, Bild 6, Bild 10*
- [2.3] PIERONI, N.  
Argentine-German Cooperation on Fuel Cycle Optimization  
For the Nuclear Power Plant Atucha,  
Burn-up Calculations for the Atucha Nuclear Power Reactor  
*Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe, Institut für Angewandte  
Systemanalyse, Bericht KfK 2257, Februar 1976, Fig. 6*
- [2.4] STUHLMÜLLER, F., SCHOEPE, W.  
Berechnung der Nachzerfallsleistung für Schwerwasserreaktoren  
nach dem ANS-Standard 5.1 vom August 1979 [1], Bezug: CNA 2  
*Kraftwerk Union, Arbeitsbericht R 351/21/82 Rev. a vom 29.06.1983  
(nicht veröffentlicht)*
- [2.5] KLIEFOTH, W.  
Atomkernreaktoren  
*Schriftenreihe des Deutschen Atomforums, Heft 2,  
3. überarbeitete und erweiterte Auflage, 1968, Tab. 5*
- [2.6] BROSCHÜRE  
Kernforschungszentrum Karlsruhe  
*Gesellschaft für Kernforschung mbH Karlsruhe, 4. Auflage, 1969, S. 4*
- [2.7] MARTH, W.  
Zur Geschichte des Projekts Schneller Brüter  
*Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Bericht KfK 3111, Juli 1981, S. 3*
- [2.8] BRANDSTETTER, A., GUTHMANN, E.  
Das Prototyp-Kernkraftwerk SNR-300  
*Atomwirtschaft, Juli 1972, S. 368-374*
- [2.9] WIKIPEDIA, Version vom 22. Mai 2017  
Brutreaktor  
*Bild „Schneller Brutreaktor in Becken-Bauweise (links) und in Schleifen-Bauweise  
(rechts)“, entnommen. Licensed with [CC BY-SA 3.0](https://creativecommons.org/licenses/by-sa/3.0/)*

- [2.10] MARTH, W., MAUSBECK, H., ANDRAE, H., BRUDERMÜLLER, G.  
Errichtung der KNK II-Anlage  
*Atomwirtschaft*, März 1978, S. 118-122
- [2.11] WIKIPEDIA, Version vom 23. Februar 2017  
Kernkraftwerk Kalkar  
*Informationen aus Text entnommen*, Licensed with [CC BY-SA 3.0](#)
- [2.12] WIKIPEDIA, Version vom 14. Mai 2017  
AVR (Jülich)  
*Informationen aus Text entnommen*, Licensed with [CC BY-SA 3.0](#)
- [2.13] DRUCKSCHRIFT  
Reaktoren für morgen  
*Kraftwerk Union*, Oktober 1979, S. 17
- [2.14] FINNEMANN, H., MÄRKL, H.  
Zur Problematik der Optimierung langfristiger Reaktorstrategien  
*Atomwirtschaft*, Juli 1969, S. 368-372 (Teil I), Abb. 1  
Hinweis: Artikel wurde fortgesetzt und abgeschlossen mit dem Artikel  
Zur Problematik der Optimierung langfristiger Reaktorstrategien II  
*Atomwirtschaft*, August 1969, S. 416-418 (Teil II)
- [2.15] SIEMINSKI, A.  
Annual Energy Outlook 2017  
*U.S. Energy Information Administration, AEO2017 Rollout Presentation, Johns Hopkins School of Advanced International Studies, January 5, 2017, Washington, D.C., S. 30*  
[www.eia.gov](http://www.eia.gov)
- [2.16] KASTEN, P. R.  
An evaluation of thermal breeding  
*Nukleonik*, Band 5, Heft 7 (1963), S. 299 – 310, Fig. 1
- [2.17] GRÜMM, H., GUPTA, D., HÄFELE, W., JANSEN, P., RECKER, M., SCHMIDT, W., SEETZEN, J.  
Ergänzendes Material zum Bericht „Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland“ (KFK366)  
*Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Bericht KFK 466, September 1966, Tab. 9-3, Abb. 9-1, 9-2, 9-3*
- [2.18] ENEA und IAEO  
Kernbrenn-, Bau- und Betriebsstoffe, WELT,  
Revidierte Schätzung der Brennstoffreserven  
*Atomwirtschaft*, März 1968, S. 115
- [2.19] NEA NUCLEAR ENERGY AGENCY  
IAEA INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY  
Uranium 2016: Resources, Production and Demand  
*Joint Report NEA and IAEA, ©OECD 2016, NEA No. 7301*

- 
- [2.20] MÄRKL, H., STOLL, W.  
Rückführung von Plutonium in thermische Reaktoren  
*Atomwirtschaft, Juni 1972, S. 306-312*
- [2.21] BALL, G. R.  
URANIUM, supply and demand  
*Nuclear Engineering, August 1967, S. 609-611*
- [2.22] WIKIPEDIA, Version vom 2. Juni 2018  
Uran/Tabellen und Grafiken  
*Diagramm „Historische Uranpreisentwicklung“ entnommen*
- [2.23] WIKIPEDIA, Version vom 17. Juli 2018  
Windscale-Brand  
*Bild „Funktionsschema des Windscale-Reaktors Pile Nr. 1“ entnommen,*  
Licensed with [CC BY-SA 4.0](#)
- [2.24] WIKIPEDIA, Version vom 14. Februar 2018  
Magnox-Reaktor  
*Bild „Schema eines Magnox-Reaktors“ entnommen, Licensed with [CC BY-SA 3.0](#)*
- [2.25] JENSEN, S.E., NONBØL, E.  
Description of the Magnox Type of Gas Cooled Reactor (MAGNOX)  
*nks (Nordisk kernesikkerhedsforskning), Risø National Laboratory, Roskilde, Denmark, November 1989, Figure 7.2*
- [2.26] WIKIPEDIA COMMONS, Version vom 04. Juli 2018  
File: AGR reactor schematic.png  
*Bild “AGR\_reactor schematic.png” entnommen, Licensed with [CC BY-SA 3.0](#)*
- [2.27] BASTIEN, D.  
Twenty-nine Years of French Experience in Operating Gas-cooled Reactors  
*Commissariat à l'énergie atomique, Centre d'études nucléaires de Saclay, Gif-sur-Yvette, France, Technical committee meeting on design requirements, operation and maintenance of gas-cooled reactors. San Diego, CA (USA). 21-23 Sep 1988, S. 113-119, Fig. 3*
- [2.28] WIKIPEDIA, Version vom 20. Oktober 2017  
UNGG reactor  
*Bild “Schematic of a UNGG reactor” entnommen. Public Domain*
- [2.29] JOHNSON, B., CARLSSON, J., MENON, S.  
The Ågesta Reactor: Experience of 30 Years of Safestore  
*Waste Management Conference 2004 (WM'04), Paper WM-4302 February 29-March 4 2004, Tucson, AZ, USA, Fig. 1*
- [2.30] DORNER, H.  
Reaktordruckgefäß und Einbauten – Konstruktion  
*Atomwirtschaft, Juli/August 1965, S. 348-351, Abb. 1*  
*aus der Veröffentlichungs-Sammlung*  
MZFR Kernkraftwerk mit Mehrzweck-D2O-Druckkesselreaktor in Karlsruhe
-

- [2.31] URBAN, A.  
Pressure tests on Czech HWR model pressure vessel  
*Nuclear Engineering, Juli 1968, S. 580-585*
- [2.32] JADROVA A VYRADOVACIA SPOLOCNOST, A.S.  
Nuclear Facilities, Technology  
*Bild "Cross Section of KS 150" entnommen*  
[www.javys.sk/en/nuclear-facilities/a1-nuclear-power-plant/technology](http://www.javys.sk/en/nuclear-facilities/a1-nuclear-power-plant/technology)
- [2.33] WIKIPEDIA, Version vom 03. April 2018  
CANDU-Reaktor  
*Bild „Schema eines CANDU-Reaktors“ entnommen, Licensed with [CC BY-SA 2.5](https://creativecommons.org/licenses/by-sa/2.5/)*
- [2.34] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION  
Nuclear Power in Canada  
*Updated December 2017*  
[www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/canada-nuclear-power.aspx](http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/canada-nuclear-power.aspx)
- [2.35] BUTTIN, J.  
EL.4, centrale nucléaire des Monts d'Arrée  
*Énergie Nucléaire, Journal Volume 7, 1965, S. 73-82, Fig. 1, Fig. 5*
- [2.36] NORAZ, M., LARHANT, C., PAUTROT, G.P., GUILLOIS, D.  
Dismantling of the HWGCR E14 at Monts d'Arrée  
*EUR REPORT – 3<sup>rd</sup> Seminar on practical decommissioning experience with nuclear installations in the European Community, Nuclear science and technology, 1993, S. 223-230*
- [2.37] EIDGENÖSSISCHES NUKLEARSICHERHEITSINSPEKTORAT ENSI  
Lucens  
[www.ensi.ch/de/themen/versuchsatomkraftwerk-lucens/](http://www.ensi.ch/de/themen/versuchsatomkraftwerk-lucens/)
- [2.38] ZEMAN, A.  
War der Bau des schweizerischen Versuchs-Leistungsreaktors militärisch orientiert?  
*Proseminararbeit am Historischen Institut in der Abteilung WSU, 9. März 2009*
- [2.39] ALTVATER, W., PREUß, H.-J.  
Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN) mit gasgekühltem D2O-Druckröhrenreaktor  
2. Technik und Aufbau der Anlage  
*Siemens AG, Sonderdruck aus Atomwirtschaft, Heft 11, 1966, S. 7-18, Abb. 4, Abb. 7*
- [2.40] MIDDLETON, J.E.  
The Steam Generating Heavy Water Reactor, Part I – The SGHWR Concept  
*Journal Institution of Nuclear Engineers – Vol 16, No. 5, 1975, S. 131-140, Figure 2*
- [2.41] HOBRECKER, H.-P.  
Kernkraftwerk Winfrith Heath: Inbetriebnahme und Betriebserfahrungen  
*Brennstoff-Wärme-Kraft 21 (1969) Nr. 5, Mai, S. 261-263*
- [2.42] FIRTH, A., HOLMES, J.E.R.  
The SGHWR Prototype Reactor  
*Nuclear Engineering, February 1964, S. 46-49*

- 
- [2.43] STRAUSS, S. D.  
Canada tries a new approach to reactors burning natural uranium  
*Power, November 1968, S. 92-93*
- [3.1] SAUER, A.  
Siedewasserreaktoren für Kernkraftwerke  
*AEG-TELEFUNKEN-Handbücher, Band 10, Berlin, 1969, Tab. 4/2*
- [3.2] POND, R. B., MATOS, J. E.  
Nuclear Mass Inventory, Photon Dose Rate and Thermal Decay Heat  
of Spent Research Reactor Fuel Assemblies (Rev. 1)  
*Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, USA, December 1996*
- [3.3] ETHERINGTON, H.  
Nuclear Engineering Handbook  
*McGraw-Hill Book Company, New York, USA, 1958*
- [3.4] WAY, K., WIGNER, E. P.  
Radiation From Fission Products  
*Physical Review, 70, 115, 1946*
- [3.5] WAY, K., WIGNER, E. P.  
The Rate Of Decay Of Fission Products  
*Physical Review, 73, 1318, 1948*
- [3.6] GARLAND, W.J., SAUNDERS, F.  
Decay Heat Estimates for MNR  
*McMaster Nuclear Reactor, McMaster University, Hamilton, Ontario, CAN,  
Technical Report 1998-03*
- [3.7] UNTERMYER, S., WEILLS, J. T.  
Heat Generation In Irradiated Uranium  
*Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, USA, February 1952, ANL-4790*
- [3.8] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY  
Decay Energy Release Rates Following Shutdown  
of Uranium-Fueled Thermal Reactors  
*Proposed ANS Standard (DRAFT), October 1971*
- [3.9] SHURE, K.  
Fission Product Decay Curve  
*USAEC Report WAPD-BT-24, December 1961*
- [3.10] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY  
Decay Energy Release Rates Following Shutdown  
of Uranium-Fueled Thermal Reactors  
*Proposed Standard ANS-5.1 (DRAFT), Revision October 1973*
- [3.11] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY  
Decay heat power in light water reactors  
*Proposed ANS Standard 5.1, June 1978*
-

- [3.12] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY  
Decay heat power in light water reactors  
*American National Standard ANSI/ANS-5.1-1979, August 29, 1979*
- [3.13] SUICH, J. E., HONECK, H. C.  
The HAMMER-System  
*DP-1064 (1967)*
- BARHEN, J., ROTHENSTEIN, E., TAVIV, E.  
The HAMMER Code System  
*EPRI NP-565 (1978)*
- [3.14] BELL, M. J.  
ORIGEN – The Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code  
*ORNL-4628 (May 1973)*
- [3.15] CROFF, A. G.  
ORIGEN 2 – A Revised and Updated Version  
of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code  
*ORNL-5621 (1980)*
- [3.16] FISCHER, U., WIESE, H. W.  
Verbesserte konsistente Berechnung des nuklearen Inventars abgebrannter DWR-  
Brennstoffe auf der Basis von Zell-Abbrand-Verfahren mit KORIGEN  
*Kernforschungszentrum Karlsruhe, Bericht KfK 3014, Januar 1983*
- [3.17] HERMANN, O.W., WESTFALL, R.M.  
ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation,  
fission product buildup and decay, and associated radiation source terms  
*ORNL, Report Nr. NUREG/CR-0200-Vol. 2, 1984*
- [3.18] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY  
decay heat power in light water reactors  
*American National Standard ANSI/ANS-5.1-1994, August 23, 1994*
- [3.19] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY  
decay heat power in light water reactors  
*American National Standard ANSI/ANS-5.1-2005, April 1, 2005*
- [3.20] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY  
Decay Heat Power in Light Water Reactors  
*American National Standard ANSI/ANS-5.1-2014, November 4, 2014*
- [3.21] FICHTNER, N., SCHRADER, M., WOLTERS, J.  
Berechnung der Nachzerfallsleistung  
*Atomwirtschaft, November 1984, S. 563-565*
- [3.22] DIN 25463  
Berechnung der Nachzerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren  
*Deutsches Institut für Normung e. V., Normenausschuß Kerntechnik (NKe), Juli 1982*



- [3.23] DIN 25463 TEIL 1  
Berechnung der Nachzerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren,  
Nichtrezyklierte Kernbrennstoffe  
*Deutsches Institut für Normung e. V., Normenausschuß Kerntechnik (NKe), Mai 1990*
- [3.24] BEIBLATT 1 ZU DIN 25463 TEIL 1  
Berechnung der Nachzerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren,  
Nichtrezyklierte Kernbrennstoffe, Dokumentation und Erläuterungen  
*Deutsches Institut für Normung e. V., Normenausschuß Kerntechnik (NKe), Mai 1990*
- [3.25] DIN 25463-2  
Berechnung der Zerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren-  
Teil 2: Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX)-Kernbrennstoff für Druckwasserreaktoren  
*Deutsches Institut für Normung e. V., Fachbereich Kerntechnik (FB 7), Arbeitsausschuss  
NA 062-07-44 AA "Zerfallsleistung", März 2008*
- [3.26] DIN 25463-2  
Berechnung der Zerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren-  
Teil 2: Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX)-Kernbrennstoff für Druckwasserreaktoren  
*Deutsches Institut für Normung e. V., Normenausschuß Materialprüfung (NMP),  
Februar 2014*
- [3.27] TASAKA, K., KATAKURA, J., YOSHIDA, T., KATO, T., NAKASIMA, R.  
Recommended Values of Decay Heat Power and Method to Utilize the Data  
*Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Report JAERI-M 91-034, March 1991*
- [3.28] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY  
Current Status and Proposed Improvements to the  
ANSI/ANS-5.1 American National Standard  
for Decay Heat Power in Light Water Reactors  
*Special Report of the Information Center on Nuclear Standards, September 1991*
- [3.29] ISO 10645, FIRST EDITION  
Nuclear energy – Light water reactors –  
Calculation of the decay heat power in nuclear fuels  
*International Standard, 1992-03-01*
- [3.30] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-0800  
Standard Review Plan,  
9.2.5 Ultimate Heat Sink, Primary - Auxiliary System Branch (ASB)  
*Revision 2, July 1981*
- [3.31] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-0800  
Standard Review Plan,  
9.2.5 Ultimate Heat Sink, Primary – Plant Systems Branch (SPLB)  
*DRAFT Revision 3, April 1996*
- [3.32] FRAMATOME, 1991  
Interne Notiz  
(nicht veröffentlicht)

- [3.33] ARGUNER, S.D., MORRISON, C.A.  
Prediction of Decay Heat Power in Ontario Hydro Candu Reactors  
During Prolonged Outages  
*Proceedings of the Annual Conference, Canadian Nuclear Society, no 18/V2, (1997)*
- [3.34] CUI, Z., SCOTT, K.  
A simple and Fast Calculation Method for Candu Decay Heat Power  
*27<sup>th</sup> Annual CNS Conference & 30<sup>th</sup> CNS/CNA Student Conference, June 11-14, 2006*
- [3.35] BREIMAN, L., FRIEDMAN, J.H.  
Estimating optimal transformations for multiple regression and correlation  
*Journal of the American Statistical Association, 80, 1985*
- [4.1] WIKIPEDIA, Version vom 6. Januar 2019  
Wärmeleistungwerk  
*Bild „Umlaufkühlung“ entnommen, Licensed with [CC BY-SA 3.0](#)*
- [4.2] WIKIPEDIA, Version vom 2. Dezember 2018  
Kühlturm  
*Bild „Indirekte Trockenkühlung“ entnommen, Licensed with [CC BY-SA 3.0](#)*
- [4.3] BESCHREIBUNG/VORTRAGSUNTERLAGE  
Nuclear Power Plant with Pressurized Heavy Water Reactor  
*Kraftwerk Union, November 1979, (nicht veröffentlicht)*
- [4.4] FREWER, H., KELLER, W., SPARHUBER, R.  
Das 660-MW-Kernkraftwerk Stade  
*Überarbeitete Übersetzung aus nuclear engineering international, Vol. 14, Januar 1969, Nr. 152, S. 25-31*
- [4.5] FABIAN, H. O., MAZZANTINI, O. A.  
Inbetriebsetzung der Maschinenteknik in Atucha II  
durch die Staatspräsidentin Argentinien  
*atw 57. Jg. (2012), Heft 1, Januar, S. 16-19*
- [4.6] FREWER, H., KELLER, W.  
Das 340-MW-Kernkraftwerk Atucha mit Siemens-Natururan-Druckwasserreaktor  
*Atomwirtschaft, Juli 1968, S. 350-358*
- [4.7] LEPIE, G., MARTIN, A.  
Aufbau der Gesamtanlage KWO  
*Atomwirtschaft, Dezember 1968, S. 596-606*  
*Aus der Veröffentlichungs-Sammlung (Sonderdruck aus Heft 12, Dezember 1968)*  
Kernkraftwerk Obrigheim KWO
- [4.8] RUF, R.  
Die Gesamtanlage  
*Atomwirtschaft, Juli/August 1965, S. 333-335*  
*aus der Veröffentlichungs-Sammlung*  
MZFR Kernkraftwerk mit Mehrzweck-D2O-Druckkesselreaktor in Karlsruhe

- [4.9] WAWERSIK, H.  
Fertigung der wichtigsten Teile der Primäranlage - Reaktordruckgefäß,  
*Atomwirtschaft, Juli/August 1965, S. 376-379*  
*aus der Veröffentlichungs-Sammlung*  
MZFR Kernkraftwerk mit Mehrzweck-D2O-Druckkesselreaktor in Karlsruhe
- [4.10] ROTHE, R., SPARHUBER, R., WINKLER, F.  
Der Primärkreislauf und seine Konstruktion  
*Atomwirtschaft, Juli/August 1965, S. 351-355*  
*aus der Veröffentlichungs-Sammlung*  
MZFR Kernkraftwerk mit Mehrzweck-D2O-Druckkesselreaktor in Karlsruhe
- [4.11] NOTIZ  
Lieferumfang und technische Abnahmebedingungen für den  
Mehrzweck-Forschungsreaktor (MZFR) – Hauptkühlmittelpumpen  
*Siemens-Schuckertwerke, Anlage zur Bestellung vom 30.01.1962*  
(nicht veröffentlicht)
- [4.12] BALD, A., SCHAMBURGER, R.  
Die Dampfkraftanlage  
*Atomwirtschaft, Juli/August 1965, S. 363-368*  
*aus der Veröffentlichungs-Sammlung*  
MZFR Kernkraftwerk mit Mehrzweck-D2O-Druckkesselreaktor in Karlsruhe
- [4.13] ZIEGLER, A.  
Der Mehrzweck-Forschungsreaktor  
*DIE ATOMWIRTSCHAFT, Januar 1962, S. 17-26*
- [4.14] NUCLEOPEDIA, Version vom 15. Dezember 2017  
Kernkraftwerk Atucha  
*Daten aus Tabelle "Daten der Kraftwerksblöcke" entnommen,*  
Licensed with [CC BY-SA 3.0](https://creativecommons.org/licenses/by-sa/3.0/)
- [4.15] ZEICHNUNG  
Dampferzeuger-CNA  
Bezug: CNA 1  
*Kraftwerk Union, (private Information, nicht veröffentlicht)*
- [4.16] HERZOG, G., SAUERWALD, K.-J.  
Das Kernkraftwerk Atucha  
*Geänderter Sonderdruck aus ATOM UND STROM, 15. Jahrgang, Heft 4, April 1969,*  
*S. 53-63*
- [4.17] HIRMER, G., SEIFERT, W.  
Das Kernkraftwerk Atucha  
*ETZ-A (Elektrotechnische Zeitschrift), Bd. 90 (1969) H.20, S. 509-513*
- [4.18] MAYERS, W.  
Reaktor-, Reaktorkühl- und Moderatorsystem JA, JE, JF  
Bezug: CN Atucha II  
*Systembeschreibung, 4. April 1984, (nicht veröffentlicht)*

- [4.19] SCHWARZ, T.  
Betriebsdaten des Moderator Kühlers CNA II bei Normalbetrieb  
*Kraftwerk Union, Selbständige Daten-Zusammenstellung R 212/83/402 vom 11.11.1983, (nicht veröffentlicht)*
- [4.20] WIKIPEDIA, Version vom 7. Januar 2019  
Liste der Kernreaktoren in Deutschland  
*Daten aus Tabelle „Kernkraftwerke“ entnommen*
- [4.21] FREWER, H., HELD, C., KELLER, W.  
Planung und Projektierung des 300-MW-Kernkraftwerkes Obrigheim  
*Atomwirtschaft, Juni 1965, S. 272-282*  
*Aus der Veröffentlichungs-Sammlung (Sonderdruck aus Heft 12, Dezember 1968)*  
Kernkraftwerk Obrigheim KWO
- [4.22] DATENZUSAMMENSTELLUNG  
Tabelle: Wichtige Daten des Kernkraftwerks Stade  
*Atomwirtschaft, November 1971, S. 586-590*  
*Aus der Veröffentlichungs-Sammlung Kernkraftwerk Stade KKS*
- [4.23] HUTTACH, A., PUTSCHÖGL, G., RITTER, M.  
Die Nuklearanlage des Kernkraftwerks Biblis  
*Atomwirtschaft, August/September 1974, S. 420-430*  
*Aus der Veröffentlichungs-Sammlung Kernkraftwerk Biblis*
- [4.24] RIESER, R., BROSCHE, D., FABER, P.  
Planung, Errichtung und Inbetriebnahme des Konvoi-Leitprojektes Isar-2  
*Atomwirtschaft, Juni 1988, S. 276-284*
- [4.25] ZEICHNUNG  
Dampferzeuger Konvoi  
*Kraftwerk Union, (private Information, nicht veröffentlicht)*
- [4.26] SCHRÖDER, W.  
Kernkraftwerk Grafenrheinfeld – Auslegung, technische Daten, Zusatzforderungen  
*Atomwirtschaft, Oktober 1982, S. 505-509*
- [4.27] DRUCKSCHRIFT  
Druckwasserreaktor 1600 MWe (EPR),  
Kernkraftwerk Olkiluoto 3, Finnland  
*AREVA NP, (2007), Funktionsbeschreibung mit Poster*
- [4.28] IAEA/PRIS (Power Reactor Information System)  
Kernkraftwerk Taishan 1  
*Daten aus Tabelle “Reactors” in “China, People's Republic of” entnommen.*  
*Update 21.01.2019, Copyright © 2020 International Atomic Energy Agency (IAEA)*
- [4.29] KELLER, W., KORNBIHLER, H.  
Leichtwasserreaktortechnik in der Bundesrepublik Deutschland  
*Atomwirtschaft, Oktober 1973, S. 450-454*

- [4.30] GAFFAL, K.  
Die Hauptkühlmittelpumpen für das KWO  
*Atomwirtschaft, Dezember 1968, S. 624-625*  
*Aus der Veröffentlichungs-Sammlung (Sonderdruck aus Heft 12, Dezember 1968)*  
Kernkraftwerk Obrigheim KWO
- [4.31] ZEICHNUNG  
Moderatorkühler MZFR  
*Siemens-Schuckertwerke, (private Information, nicht veröffentlicht)*
- [4.32] SCHALTPLAN  
Systema Refrigeración Posterior  
(entspricht dem NWA-Zwischenkühlsystem CNA 1)  
*NA-SA Nucleoelectrica Argentina S. A., (private Information, nicht veröffentlicht)*
- [4.33] SCHALTPLÄNE  
Frischdampfsystem, Reaktorkühlsystem, Moderatorsystem, Speisewassersystem,  
NWA-Zwischenkühlsystem, Sicherheitskomponenten-Kühlsystem,  
Betriebskomponenten-Kühlsystem, Gesichertes Nebenkühlwassersystem  
Bezug: CNA 2  
*ENACE Empresa Nuclear Argentina de Centrales Electricas S. A., (nicht veröffentlicht)*
- [4.34] MÜLLER, H., STAHLSCHMIDT, H.  
Die Gesamtanlage des Kernkraftwerks Stade  
*Atomwirtschaft, November 1971, S. 579-581*  
*Aus der Veröffentlichungs-Sammlung Kernkraftwerk Stade KKS*
- [4.35] BRUHN, H.  
Reaktorhilfs- und Nebenanlagen des KKS  
*Atomwirtschaft, November 1971 S. 610-612,*  
*Aus der Veröffentlichungs-Sammlung Kernkraftwerk Stade KKS*
- [4.36] BALD, A., BRIX, O.  
Die Dampfkraftanlage des Kernkraftwerks Biblis  
*Atomwirtschaft, August/September 1974 S. 431-438*  
*Aus der Veröffentlichungs-Sammlung Kernkraftwerk Biblis*
- [4.37] UNTERLAGEN FÜR KUNDENSCHULUNG  
Nukleares Nachwärmeabfuhrsystem JN, BE-Beckenkühlsystem FAK, Nukleartechnische Zwischenkühlkreise KA, Nebenkühlwasser für Gesicherte Anlagen PE  
*Kraftwerk Union, KWU Archiv-Nr. 1525, 1526, 1561.1, (nicht veröffentlicht)*
- [4.38] UNTERLAGE FÜR KUNDENSCHULUNG  
Frischdampfsystem und Dampferzeuger-Bespeisung  
Vereinfachter Schaltplan GKN 2, KKE  
*Kraftwerk Union, September 1986, KWU Archiv-Nr. 1591, (nicht veröffentlicht)*
- [4.39] REAKTORSICHERHEITSKOMMISSION (beratendes Gremium für das BMU)  
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren  
*Ursprungsfassung (3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981) mit Änderungen vom 15.11.1996*

- [4.40] KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS (KTA)  
KTA 3301, Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren  
*Sicherheitstechnische Regel, Fassung 2015-11*
- [4.41] KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS (KTA)  
KTA 3303, Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken  
mit Leichtwasserreaktoren  
*Sicherheitstechnische Regel, Fassung 2015-11*
- [4.42] ZEICHNUNG  
Dampferzeuger CNA 2  
*Kraftwerk Union, (private Information, nicht veröffentlicht)*
- [5.1] ULRYCH, G., FRIEDRICH  
Darstellung der IFC-Wasser-Dampf-Zustandsgleichungen als ALGOL-Prozeduren bzw.  
FORTRAN-Funktionen (D2O und H2O)  
*Siemens, Zentrale Entwicklung und Forschung,  
TS 116-Bericht Nr. 1/68 vom 26.02.1968*
- [5.2] PÉREZ-MANGLANO GARCÍA, J. M.  
Thermodynamic Calculation of the Cooling Chain  
for a Pressurized Heavy Water Power Plant using C++  
*Technische Universität München, Lehrstuhl für Nukleartechnik, Diplomarbeit 2017*
- [5.3] ECKERT, E. R. G.  
Einführung in den Wärme- und Stoffaustausch  
*Springer-Verlag, Berlin/Heidelberg/New York, 1966, S. 13*
- [5.4] BOŠNJAKOVIĆ, F., VILIĆIĆ, M., SLIPČEVIĆ, B.  
Einheitliche Berechnung von Rekuperatoren  
*VDI-Forschungsheft 432, 1951, S. 5-26*
- [5.5] SCHARNAGL  
Beschreibung des Fortran-Programms NWA D2O zur wärmetechnischen Berechnung  
der Nachkühlkette von Schwerwasserreaktoren, Bezug: CNA 2  
*Kraftwerk Union, Technischer Bericht R 351/84/27 vom 4.7.1984,  
(nicht veröffentlicht)*
- [5.6] DOMINGUEZ, J. C.  
RHR intermediate cooling system KAG  
*ENACE, Argentinien, CNA II, System Description TS 14-44-091, Rev.-Index a,  
31.08.1990, (nicht veröffentlicht)*
- [5.7] DOMINGUEZ, J. C.  
Secured Service Cooling Water System (PEB),  
Secured service Cooling Water Pumps (PEC)  
*ENACE, Argentinien, CNA II, System Description TS 32-44-041, Rev.-Index b,  
31.01.1991, (nicht veröffentlicht)*

- 
- [5.8] MAYERS, STEINBECK  
Reactor, Reactor Coolant and Moderator System JA, JE, JF  
*Siemens NDS 5, CNA II, System Description, Rev.-Index a, 28.03.1995,*  
(nicht veröffentlicht)
- [6.1] VEREIN DEUTSCHER INGENIEURE  
VDI-GESELLSCHAFT VERFAHRENSTECHNIK UND CHEMIEINGENIEURWESEN (GVC)  
VDI-Wärmeatlas  
*Springer-Verlag, Zehnte, bearbeitete, und erweiterte Auflage, 2006*
- [6.2] SCHMIDMEIER, NaturEnergie  
Strömungsgeschwindigkeit in Rohrleitungen, <https://schmidmeier.com>
- [6.3] HELLMANN, D.-H.  
KSB-Kreiselpumpen-Lexikon  
*KSB-Aktiengesellschaft, 4. überarbeitete und erweiterte Auflage, Dezember 2009*  
<https://www.ksb.com/kreiselpumpenlexikon/ueber-das-pumpenlexikon/189510/>
- [6.4] SPECK-TRIPLEX,  
Hochdruck-Plungerpumpen, Baureihe P55  
<https://speck-triplex.de>
- [6.5] SCHÄFLEIN  
Abfahren der Anlage CNA 2 aus dem Leistungsbetrieb  
in den Zustand ‚unterkritisch, kalt‘  
*Kraftwerk Union, Arbeitsbericht KWU/R 22S-92-2001 vom 05.10.1992,*  
(nicht veröffentlicht)
- [6.6] MAYERS, W.  
Abzuführende Speicherenergie aus dem Primärsystem beim Abfahren der Anlage  
von Nulllast heiß 220 °C auf Nulllast kalt 50 °C, Bezug: CNA II  
*Kraftwerk Union, Arbeitsbericht R10/83/2118 vom 15.08.1983, (nicht veröffentlicht)*
- [6.7] SIHI-HALBERG  
Grundlagen für die Planung von Kreiselpumpen-Anlagen  
*SIHI-Gruppe (heute: Flowserve Corporation, USA)*  
<https://www.sterlingsihi.com/cms/de/Germany/home/quick-navigation/download/buecher.html>  
[Buch - Kapitel 2: Betriebsverhalten von Kreiselpumpen](#)
- [6.8] KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS (KTA)  
KTA 3206, Nachweise zum Bruchauschluß für druckführende Komponenten in  
Kernkraftwerken  
*Sicherheitstechnische Regel, Fassung 2014-11, letzte Gültigkeitsprüfung: 2017-11*
- [8.1] WIKIPEDIA, Version vom 9. Oktober 2019  
Kernenergie nach Ländern  
*Bild „Stand der wirtschaftlichen Kernenergienutzung weltweit. Die Grafik gibt den Stand der  
im Kapitel „Übersicht“ dargestellten Situation vom Juni 2017 wieder“ entnommen.*  
Gemeinfrei
-

- [8.2] MOHRBACH, L.  
Unterschiede im gestaffelten Sicherheitskonzept:  
Vergleich Fukushima Daiichi mit deutschen Anlagen  
*Sonderdruck aus Atomwirtschaft, Jahrgang 56 (2011), Heft 4/5, April/Mai, S. 1-10*
- [8.3] WEBSEITE  
finanzen.net vom 21.10.2019  
*Bild: „Uranpreis Chart in Euro - 5 Jahre“ entnommen*  
<https://www.finanzen.net/rohstoffe/uranpreis/chart>



## Abbildungsliste

Abb. 1.1	Aktuell betriebene Reaktortypen in Kernkraftwerken; Übersicht und Einordnung. ....	2
Abb. 2.1	Brennstoffzusammensetzungen für ein BE mit 4,4 % U235- Anfangsanreicherung [2.1] und ein BE aus Natururan [2.2] an Anfang und Ende des Einsatzes im Reaktor .....	8
Abb. 2.2	U235-, Pu239- und Pu240-Konzentrationen in PLWR-BE [2.1] und PHWR-BE [2.3], abhängig von Abbrand und Nennlast-Betriebszeit. ....	8
Abb. 2.3	Wasser/Dampf-Kreisprozesse von Steinkohle-Kraftwerken und Natururan-KKW. ....	11
Abb. 2.4	Schneller, natriumgekühlter Brutreaktor; Pool (Becken)- und Loop (Schleifen)-Bauform [2.9] .....	14
Abb. 2.5	Thermischer, heliumgekühlter Brutreaktor (Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktor) [2.13] .....	16
Abb. 2.6	Kumulierte Zubauleistung von Kraftwerkskapazität; Beispiel einer Strategie für den Marktraum USA [2.2] .....	18
Abb. 2.7	Kumulativer Uranverbrauch für die Strategie-Fälle 1 bis 8 in [2.2] .....	18
Abb. 2.8	Zeitlicher Verlauf der kumulierten Zubauleistung von Kraftwerks- kapazität; Beispiel einer Strategie für den Marktraum EWG [2.14]. ....	18
Abb. 2.9	Entwicklung der Stromerzeugung in USA; Prognosen und Realität [2.15], [2.16], [2.17]. ....	19
Abb. 2.10	Globale Verteilung bekannter Uranvorräte der Preisklasse < 130 \$/kgU; Stand 2015 [2.19] .....	21
Abb. 2.11	Kumulierte Mengen an produziertem und in Reaktoren verbrauchtem Uran zwischen 1949 und 2015 [2.19] .....	22
Abb. 2.12	Preisentwicklung für Uran (U3O8) seit 1968 [2.22]. ....	24
Abb. 2.13	Preisentwicklung für Uran von 1982 bis 2015; Spotmarkt- und Langzeit-Verträge (Realwerte, 2015=1.00) [2.19] .....	25
Abb. 2.14	Plutoniumerzeugungsanlage Windscale (GBR); Prinzipieller Aufbau [2.23]. ....	28
Abb. 2.15	Magnox-Reaktor 1. Generation (GBR) [2.24]. ....	28
Abb. 2.16	Magnox-Reaktor 2. Generation (GBR) [2.26]. ....	29
Abb. 2.17	UNGG-Reaktor (FRA) mit horizontalen Kühlkanälen [2.27] .....	30
Abb. 2.18	UNGG-Reaktor (FRA) mit vertikalen Kühlkanälen [2.28]. ....	30
Abb. 2.19	KKW Ågesta (SWE); Nuklearteil in Felskaverne [2.29]. ....	31
Abb. 2.20	MZFR (BRD); Reaktordruckbehälter [2.30]. ....	32

---

Abb. 2.21	KKW Bohunice A1 (SVK); Reaktordruckbehälter [2.32] .....	34
Abb. 2.22	CANDU-Reaktor (CAN) [2.33] .....	35
Abb. 2.23	KKW Brennilis (EL.4, Monts d'Arrée) (FRA); Bauphase [2.35] .....	37
Abb. 2.24	KKW Brennilis (EL.4, Monts d'Arrée) (FRA); Moderatortank-Boden mit eingeschweißten Druckröhren [2.35] .....	38
Abb. 2.25	VAK Lucens (CHE); Kavernenbauweise [2.37] .....	39
Abb. 2.26	KKW Niederaichbach (BRD); Reaktor [2.39] .....	40
Abb. 2.27	KKW Niederaichbach (BRD); Moderatorspiegel-Regelung [2.39] .....	41
Abb. 2.28	KKW Winfrith (GBR); Prinzipschema [2.40] .....	42
Abb. 2.29	KKW Gentilly 1 (CAN); Prinzipschema [2.43] .....	43
Abb. 3.1	Leistungshistogramm; Erstellungsprinzip [3.23] .....	52
Abb. 3.2	Verlauf der Beiträge der Aktinoide und deren Summe für eine idealisierte PLWR-Leistungsgeschichte; (100 % = $\Sigma$ bei einer Abklingzeit von 1 s) [2.1]. .....	54
Abb. 3.3	Verlauf der Anteile zur Zerfallsleistung nach DIN 25463-1 (2014) für eine idealisierte PLWR-Leistungsgeschichte; (100 % = Gesamte Zerfallsleistung bei einer Abklingzeit von 1 s) [2.1]. .....	55
Abb. 3.4	Zeitliche Entwicklung der Berechnungsmethoden für die Zerfallsleistung und deren Gültigkeitsgrenzen für die Abklingzeit. ....	57
Abb. 3.5	Verlauf der Zerfallsleistung nach verschiedenen Berechnungsmethoden [3.21], [3.24]. ....	58
Abb. 3.6	Zerfallsleistung von PLWR-Brennstoff nach dem Einsatzende bezogen auf die Thermische Brennstoffleistung in Abhängigkeit der Abklingzeit (Beispiel) [3.29]. ....	59
Abb. 3.7	CANDU 37-BE mit einem Abbrand von 4,6 MWd/kgU; Prozentuale Abweichung der Zerfallsleistung zwischen ORIGEN-S (Nulllinie) und ANS 79 (Best Estimate) [3.33]. ....	61
Abb. 3.8	CANDU-Reaktorkern; Verhältnis von Zerfallsleistung zur Nennbetriebsleistung nach ORIGEN-S (Revision 6), ANS 05 und ACE-Gleichung [3.34] .....	62
Abb. 3.9	PLWR- und PHWR-BE; Betriebsgeschichten (idealisiert) [2.1], [2.4] .....	63
Abb. 3.10	PHWR; Anteile der einzelnen Spaltnuklide an der Leistungserzeugung in Abhängigkeit des Abbrandes [2.4]. ....	64
Abb. 3.11	R-Faktor in Abhängigkeit des Abbrandes für Brennstoffe mit unterschiedlicher Anfangsanreicherung [3.24]. ....	65
Abb. 3.12	R-Faktor in Abhängigkeit des Abbrandes für Natururan [2.4] .....	65

---

Abb. 3.13a	CNA 2, Zerfallsleistung des Reaktorkerns; Abklingzeitbereich: 30 s bis 2 h [2.4]. . . . .	67
Abb. 3.13b	CNA 2, Zerfallsleistung des Reaktorkerns; Abklingzeitbereich: 30 min bis 2 d [2.4] . . . . .	68
Abb. 3.13c	CNA 2, Zerfallsleistung des Reaktorkerns; Abklingzeitbereich: 2 d bis 2 a [2.4] . . . . .	69
Abb. 4.1	Nukleare Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor; Definition von System, Teilsystem, Nachkühlstrang und Nachkühlkette . . . . .	72
Abb. 4.2	Naturzug-Naßkühlturm; Funktionsprinzip [4.1]. . . . .	74
Abb. 4.3	Naturzug-Trockenkühlturm; Funktionsprinzip [4.2] . . . . .	74
Abb. 4.4	PHWR, RDB; Thermische Reaktorleistung: 2160 MWth [4.3]. . . . .	76
Abb. 4.5	PLWR, RDB; Thermische Reaktorleistung: 1890 MWth [4.4] . . . . .	76
Abb. 4.6	CNA 2; RDB mit Einbauten [4.5] . . . . .	77
Abb. 4.7	PHWR, Kreisrundes BE [4.6]; (alle PHWR-Anlagen: 37 Brennstäbe pro BE). . . . .	77
Abb. 4.8	PLWR, Quadratisches BE mit eingefahrenem Fingerregelstab [4.7]; (KWO: 180 Brennstäbe/BE, KKI 2: 300 Brennstäbe/BE) . . . . .	77
Abb. 4.9	PHWR und PLWR, Kraftwerks-Nettoleistung und RDB-Größe; Zeitliche Entwicklung . . . . .	78
Abb. 4.10	CNA 2, Dampferzeuger; [4.3], [4.42]. . . . .	79
Abb. 4.11	Dampferzeuger; Größenentwicklung [4.29] . . . . .	80
Abb. 4.12	MZFR; Hauptkühlmittelpumpe mit Spaltrohrlmotor [4.10] . . . . .	81
Abb. 4.13	KWO; Hauptkühlmittelpumpe [4.30]. . . . .	82
Abb. 4.14	CNA 2; Hauptkühlmittelpumpe [4.18] . . . . .	82
Abb. 4.15	MZFR; Moderator Kühler [4.31]. . . . .	83
Abb. 4.16	CNA 2; Moderator Kühler [4.3] . . . . .	83
Abb. 4.17	CNA 2; Moderatorpumpe [4.18]. . . . .	84
Abb. 4.18	CNA 2; Reaktorkühlkreislauf [4.18]. . . . .	85
Abb. 4.19	CNA 2; Moderator Kühlkreislauf [4.18] . . . . .	85
Abb. 4.20	MZFR; Reaktorkühlung und NKK [4.12]. . . . .	87
Abb. 4.21	CNA 1; Reaktorkühlung und NKK [4.16], [4.17], [4.32] . . . . .	88
Abb. 4.22	CNA 2; Reaktorkühlung und NKK [4.33] . . . . .	90
Abb. 4.23	KWO; Reaktorkühlung und NKK [4.7] . . . . .	92
Abb. 4.24	KKS; Reaktorkühlung und NKK [4.22], [4.34], [4.35] . . . . .	93

---

Abb. 4.25	KWB-A; Reaktorkühlung und NKK [4.23], [4.36] .....	94
Abb. 4.26	DWR 1300 MW; Reaktorkühlung und NKK [4.37], [4.38] .....	95
Abb. 4.27	CNA 2 – DWR 1300 MW; Vergleich Wasser/Dampf-Kreislauf .....	97
Abb. 4.28	CNA 2 – DWR 1300 MW; Vergleich NKK (Legende: siehe Abb. 4.22 und Abb. 4.26) .....	100
Abb. 5.1	CNA 2; Hauptkomponenten eines Nachkühlstranges .....	104
Abb. 5.2	PHWR, NKK-Berechnung; Ein- und Ausgabewerte .....	107
Abb. 5.3	PHWR, NKK-Berechnung; Eingabedatei .....	118
Abb. 5.4	PHWR, NKK-Berechnung; Ausgabedatei .....	118
Abb. 5.5	PHWR, NKK-Berechnung; Programmablaufplan .....	119
Abb. 5.6	CNA 2, Nachkühlstrang; Abführbarer Wärmestrom in Abhängigkeit von Nebenkühlwasser-Vorlauftemperatur und Moderator-Eintrittstemperatur in den MOK; Parameter: mantelseitiger Volumenstrom durch den MOK. ....	121
Abb. 6.1	CNA 1, Systembereiche des NWA-Zwischenkühlsystems; Kreislauf 1 (von 2) mit gemeinsamem Versorgungsbereich. ....	123
Abb. 6.2	CNA 2, Systembereiche des NWA-Zwischenkühlsystems; Teilsystem (1 von 4), Kreislauf mit Versorgungsbereich. ....	124
Abb. 6.3	CNA 2, NWA-Zwischenkühler; Druckverlust-Teilbereiche der Mantelseite .....	125
Abb. 6.4	CNA 2; NWA-Zwischenkühlpumpe mit Kühlstellen .....	128
Abb. 6.5	CNA 2, NWA-Zwischenkühlpumpe; Kennlinie. ....	128
Abb. 6.6	CNA 2; NWA-Ausgleichsbehälter. ....	128
Abb. 6.7	CNA 2; NWA-Druckspeicher. ....	130
Abb. 6.8	CNA 2, NWA-Druckhaltepumpe; Prinzipbild [6.3] .....	131
Abb. 6.9	CNA 2, NWA-Druckhaltepumpe; Kennlinie .....	131
Abb. 6.10	CNA 2; Überströmventil .....	132
Abb. 6.11	CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem; Steuerung/Regelungen im Kreislaufbereich .....	134
Abb. 6.12	CNA 2; Wirkung des Flußwasserstandes auf den Förderstrom der Gesicherten Nebenkühlwasserpumpen .....	135
Abb. 6.13	CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem; Kreislaufbereich im Bereitschaftszustand für den Vorwämbetrieb oder zur sofortigen Kühlungsübernahme .....	136
Abb. 6.14	CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem; Kreislaufbereich in Vorwärmhaltung .....	138

---

Abb. 6.15	CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem, Kreislaufbereich; Einteilung in Systemabschnitte. . . . .	141
Abb. 6.16	CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem, Kreislaufbereich; Modell zur Vorwärberechnung . . . . .	141
Abb. 6.17	CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem, Vorwärmung; Prinzip der Temperaturschock-Milderung am mantelseitigen MOK-Eintritt . . . . .	146
Abb. 6.18	CNA 2, NWA-Zwischenkühlsystem; Temperaturverläufe im Vorwärbetrieb. . . . .	146
Abb. 6.19	CNA 2, Betriebliches Abfahren bzw. Halten der Anlage auf „Heiß unterkritisch“; Abzuführende Wärmeleistungen . . . . .	148
Abb. 6.20	CNA 2, Abfahren bei sehr kleinem Leck mit Mediumverlust in die Reaktorgebäudeinnenraum-Atmosphäre; Abzuführende Wärmeleistungen . . . . .	152
Abb. 6.21	CNA 2, Parallelbetrieb von Sicherheits-Einspeisepumpe und Moderatorpumpe; Prinzipschema . . . . .	154
Abb. 6.22	CNA 2, Parallelbetrieb von Sicherheits-Einspeisepumpe und Moderatorpumpe; Näherung zur Fördermengen-Ermittlung . . . . .	154
Abb. 6.23	CNA 2, Abfahren bei kleinem Leck (oben) und bei mittlerem Leck (unten) mit Mediumverlust in die Rektorgebäudeinnenraum-Atmosphäre; Abzuführende bzw. abführbare Wärmeleistungen. . . . .	155
Abb. 6.24	CNA 2, Abfahren bei Heizrohrbruch in Dampferzeuger oder Moderator Kühler; Abzuführende Wärmeleistungen. . . . .	158
Abb. 6.25	CNA 2, Speisewasserleitungsleck; Verschiedene Lecklagen . . . . .	159
Abb. 7.1	Vorschlag: Zusätzliche Versorgbarkeit von Kühlstellen des SK-KS durch das BK-KS am Beispiel der MOP . . . . .	162
Abb. 7.2	Vorschlag: BE-Beckenkühlung über das Nukleare Zwischenkühlsystem; Aktuelle Lösung (links) und Änderungsvorschlag (rechts). . . . .	164
Abb. 7.3	Vorschlag: Im Leistungsbetrieb der Anlage Versorgung aller notwendigen, flußwasserdurchströmten Wärmetauscher durch nur eine Gesicherte Nebenkühlwasserpumpe; Aktuelle Lösung (oben) und Änderungsvorschlag (unten). . . . .	168
Abb. 7.4	Vorschlag: Funktionserweiterung für die Radioaktivitätsmeßstellen; Leistungsbetrieb (links) und Nachkühlbetrieb (rechts) der Anlage . . . . .	170
Abb. 7.5	Vorschlag: Vorwärmerschaltung; Erweiterung im Vorlauf zum MOK. . . . .	172
Abb. 7.6	Kreislaufbereich; Spülung des speisewasserdurchströmten Teils . . . . .	174
Abb. 7.7	Vorschlag: Vorwärmerschaltung; Erweiterung der Meßtechnik im Rücklauf vom NWA-Zwischenkühler . . . . .	175

---

Abb. 7.8	Vorschlag: Doppelarmaturen in der Ausgleichsleitung zwischen Kreislaufbereich und NWA-Ausgleichsbehälter . . . . .	176
Abb. 7.9	Temperaturprofil (schematisch) und Reinigungskugel (Prinzip) im Heizrohr eines, mit Oberflächenwasser (Fluß, See, Meer) betriebenen Wärmetauschers . . . . .	178
Abb. 7.10	Rohrreinigungseinrichtung für einen, mit Oberflächenwasser (Fluß, See, Meer) betriebenen Wärmetauscher . . . . .	178
Abb. 7.11	Vorschlag: Fahrweise des NWA-Zwischenkühlsystems im Betriebsfall „Halten der Anlage auf Heiß unterkritisch“ . . . . .	181
Abb. 8.1	Kernenergie 2017 weltweit [8.1] . . . . .	187
Abb. 8.2	Tandem-Einsatz eines PLWR-Brennelementes im PHWR. . . . .	188
Abb. 8.3	Entwicklung des Uranpreises zwischen 2015 und 2019 [8.3]. . . . .	188

## Tabellenliste

Tab. 1.1	Kernkraftwerke weltweit in Betrieb und im Bau (Stand 31.12.2015) . . . . .	5
Tab. 2.1	Eigenschaften verschiedener Moderatoren; zum Vergleich Angaben für U238 [2.5] . . . . .	9
Tab. 2.2	Moderatoren für Natururan-KKW; Vor- und Nachteile . . . . .	10
Tab. 2.3	Kühlmittel für Natururan-KKW; Vor- und Nachteile. . . . .	12
Tab. 2.4	Uran-Vorräte für konventionelle Gewinnung; bekannte und vermutete Mengen 1967 und 2015 [2.18], [2.19] . . . . .	21
Tab. 2.5	KKW mit Natururanreaktoren; Zusammenfassung von Kap. 2.2.1 und Kap. 2.2.2. . . . .	44
Tab. 3.1	Aufteilung der freigesetzten Energie bei der Kernspaltung (eines U235-Kerns) [3.1] . . . . .	45
Tab. 4.1	RDB; Technische Daten (Angaben der Ursprungsplanung, ohne Berücksichtigung evtl. späterer Nachrüst- bzw. Ertüchtigungs- maßnahmen) [2.6], [2.30], [4.3], [4.4], [4.6], [4.7], [4.8], [4.9], [4.14], [4.18], [4.20], [4.22], [4.23], [4.24], [4.27], [4.28]. . . . .	78
Tab. 4.2	Dampferzeuger; Technische Daten (Angaben der Ursprungsplanung, ohne Berücksichtigung evtl. späterer Nachrüst- bzw. Ertüchtigungs- maßnahmen) [4.3], [4.4], [4.6], [4.7], [4.8], [4.13], [4.15], [4.16], [4.18], [4.21], [4.22], [4.23], [4.24], [4.25], [4.26], [4.27] . . . . .	80
Tab. 4.3	Hauptkühlmittelpumpen; Technische Daten [4.6], [4.7], [4.10], [4.11], [4.16], [4.18], [4.22], [4.23], [4.24], [4.27] . . . . .	81
Tab. 4.4	Moderatorkühler; Technische Daten [4.6], [4.10], [4.12], [4.17], [4.18], [4.19]. . . . .	83
Tab. 4.5	Moderatorpumpen; Technische Daten [4.6], [4.10], [4.17], [4.18]. . . . .	84
Tab. 4.6	CNA 2 - DWR 1300 MW; Funktionen der NKK-Systeme . . . . .	102
Tab. 5.1	PHWR, Thermodynamische Berechnung der NKK; Formelzeichen mit Einheiten und Bedeutungen . . . . .	108
Tab. 6.1	CNA 2, Planmäßige Beendigung/Unterbrechung des Leistungsbetriebes; Daten der NKK. . . . .	150
Tab. 8.1	Optimierungs-/Änderungs-Vorschläge aus Kapitel 7; Zusammenfassung und Bewertung. . . . .	186





## Abkürzungsliste

Die nachfolgenden Abkürzungen werden in Text, Abbildungen und Tabellen der Arbeit **in gleicher Form** für den Singular- als auch den Pluralfall verwendet.

ACE	<b>A</b> lternating <b>C</b> onditional <b>E</b> xpectations
ACR	<b>A</b> dvanced <b>C</b> andu <b>R</b> eactor
AGR	<b>A</b> dvanced <b>G</b> as-cooled <b>R</b> eactor
ANS	<b>A</b> merican <b>N</b> uclear <b>S</b> ociety
AVR	<b>A</b> rbeitsgemeinschaft <b>V</b> ersuchsreaktor (Jülich)
BE	<b>B</b> rennelement
BK-KS	<b>B</b> etriebskomponenten- <b>K</b> ühlsystem
BN	<b>B</b> ystrych <b>N</b> ejtronach („Reaktor für schnelle Neutronen“)
BTU	<b>B</b> randenburgische <b>T</b> echnische <b>U</b> niversität
BWR	<b>B</b> oiling <b>W</b> ater <b>R</b> eactor
CANDU	<b>C</b> ANada <b>D</b> euterium <b>U</b> ranium reactor
CANDU-BLW	<b>C</b> ANDU - <b>B</b> oiling <b>L</b> ight- <b>W</b> ater Reactor
CEA	<b>C</b> ommissariat à l' <b>é</b> nergie <b>a</b> tomique et aux <b>é</b> nergies alternatives
CNA	<b>C</b> entral <b>N</b> uclear <b>A</b> tucha
DBR	<b>D</b> ruck <b>b</b> ehälterreaktor
DE	<b>D</b> ampferzeuger
DIN	<b>D</b> eutsches Institut für <b>N</b> ormung
DRR	<b>D</b> ruckröhrenreaktor
DWR	<b>D</b> ruck <b>w</b> asserreaktor (siehe hierzu „LWR“)
EPR	Eigenständiger Markenname für Druckwasserreaktoren der Generation III+ (früher <b>E</b> uropean <b>P</b> ressurized <b>R</b> eactor oder <b>E</b> volutionary <b>P</b> ressurized <b>R</b> eactor)
EPRI	<b>E</b> lectric <b>P</b> ower <b>R</b> esearch Institute
ERDA	<b>E</b> nergy <b>R</b> esearch and <b>D</b> evelopment <b>A</b> dministration
EVU	<b>E</b> nergie <b>v</b> ersorgungs <b>u</b> nternehmen
EWG	<b>E</b> uropäische <b>W</b> irtschaftsgemeinschaft
FBR	<b>F</b> ast <b>B</b> reeding <b>R</b> eactor
FD	<b>F</b> risch <b>d</b> ampf
FW	<b>F</b> ern <b>w</b> ärme
GKN	<b>G</b> emeinschaft <b>k</b> ernkraftwerk <b>N</b> eckar

HAMMER	Programm zur Berechnung des Neutronenspektrums im Brennstoff
HD	<b>Hochdruck</b>
HKL	<b>Hauptkühlmittelleitung</b>
HKP	<b>Hauptkühlmittelpumpe</b>
HTR-PM	<b>High-Temperature gas-cooled Reactor Pebble-bed Module</b>
HWGCR	<b>Heavy water gas cooled prototype reactor</b>
INTERATOM	<b>Internationale Atomreaktorbau GmbH</b>
ISO	International <b>O</b> rganization for <b>S</b> tandardization
JAERI	Japan <b>A</b> tomic Energy <b>R</b> esearch Institute
JAVYS	<b>J</b> adrova a <b>y</b> vradovacia <b>s</b> polocnost, a.s (Slowakei)
KCB	<b>Kerncentrale Borssele (Niederlande)</b>
KfK	<b>Kernforschungszentrum Karlsruhe</b>
KKE	<b>Kernkraftwerk Emsland</b>
KKG	<b>Kernkraftwerk Gösgen-Däniken (Schweiz)</b>
KKI	<b>Kernkraftwerk Isar</b>
KKN	<b>Kernkraftwerk Niederaichbach</b>
KKS	<b>Kernkraftwerk Stade</b> <b>Kraftwerks-Kennzeichnungs-System</b>
KKW	<b>Kernkraftwerk</b>
KM	<b>Kühlmittel</b>
KNK	<b>Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage</b>
KORIGEN	ORIGEN-Weiterentwicklung durch das KfK
KWB	<b>Kernkraftwerk Biblis</b>
KWO	<b>Kernkraftwerk Obrigheim</b>
LBA	<b>Leistungsbetriebs-Aufnahme</b>
LWR	<b>Leichtwasserreaktor</b> bzw. <b>Light Water Reactor</b> Sammelbezeichnung für die, mit <b>angereichertem Brennstoff</b> betriebenen DWR ( <b>D</b> ruck <b>w</b> asserreaktor) bzw. PWR ( <b>P</b> ressure <b>W</b> ater <b>R</b> eactor) und SWR ( <b>S</b> ied <b>w</b> asserreaktor) bzw. BWR ( <b>B</b> oiling <b>W</b> ater <b>R</b> eactor)
MAGNOX	<b>Magnesium non-oxidising</b>
MF	<b>Moderationsfähigkeit</b>
MOK	<b>Moderator Kühler</b>
MOP	<b>Modertorpumpe</b>
MOX	<b>Mischoxid</b>

---

MZFR	<b>M</b> ehr <b>z</b> weck- <b>F</b> orschungs <b>r</b> eaktor
ND	<b>N</b> ieder <b>d</b> ruck
NKK	<b>N</b> ach <b>k</b> ühl <b>k</b> ette
NRC	<b>N</b> uclear <b>R</b> egulatory <b>C</b> ommission
NUR	<b>N</b> atur <b>u</b> ran <b>r</b> eaktor
NWA	<b>N</b> ach <b>w</b> ärme <b>a</b> bfuhr
NWA-DHP	<b>NWA-Dr</b> uck <b>h</b> alte <b>p</b> umpe
NWA-ZK	<b>NWA-Z</b> wischen <b>k</b> ühler
NWA-ZKK	<b>NWA-Z</b> wischen <b>k</b> ühl <b>k</b> reislauf
NWA-ZKP	<b>NWA-Z</b> wischen <b>k</b> ühl <b>p</b> umpe
NWA-ZKS	<b>NWA-Z</b> wischen <b>k</b> ühl <b>s</b> ystem
ORIGEN	<b>O</b> ak <b>R</b> idge <b>I</b> sotope <b>G</b> eneration and Depletion Code
ORIGEN 2 ORIGEN-S	Weitere ORIGEN-Versionen
PFBR	<b>P</b> rototype <b>F</b> ast <b>B</b> reeder <b>R</b> eactor
PHWR	<b>P</b> ressurized <b>H</b> eavy <b>W</b> ater <b>R</b> eactor entspricht im deutschen Sprachgebrauch dem SDWR <b>S</b> chwerwasser- <b>D</b> ruck <b>w</b> asser <b>r</b> eaktor, dem D <sub>2</sub> O-DWR (Deuterium-Druckwasserreaktor), oder dem SWR <b>S</b> chwer <b>w</b> asser <b>r</b> eaktor mit <b>D</b> BR, (Anmerkung: Verwechslungsgefahr mit dem Siedewasserreaktor, der ebenfalls mit SWR bezeichnet wird!)
PLWR	<b>P</b> ressurized <b>L</b> ight <b>W</b> ater <b>R</b> eactor entspricht dem DWR im deutschen, dem PWR im englischen Sprachgebrauch (Anmerkung: Zur immer eindeutigen Unterscheidung zum PHWR wird in der Arbeit das „L“ für „Light“ eingefügt)
PWR	<b>P</b> ressure <b>W</b> ater <b>R</b> eactor
RBMK	<b>R</b> eactor <b>B</b> olschoi <b>M</b> oschtschnosti <b>K</b> analny („Hochleistungsreaktor mit Kanälen“)
RDB	<b>R</b> eaktor <b>d</b> ruck <b>b</b> ehälter
RESA	<b>R</b> eaktor <b>s</b> chnell <b>a</b> bschaltung
RWE	<b>R</b> heinisch- <b>W</b> est <b>f</b> älisches <b>E</b> lektrizität <b>w</b> erk AG
SA	<b>S</b> ystem <b>a</b> bschnitt
SEP	<b>S</b> icherheit <b>e</b> inspeis <b>e</b> pumpe
SERMA	(Reaktorsicherheits-Abteilung von CEA)
SGHWR	<b>S</b> tream <b>g</b> enerating <b>h</b> eavy <b>w</b> ater <b>r</b> eactor

---

SK-KK	<b>S</b> icherheits <b>k</b> omponenten- <b>K</b> ühl <b>k</b> reislauf
SK-KS	<b>S</b> icherheits <b>k</b> omponenten- <b>K</b> ühl <b>s</b> ystem
SNEAK	<b>S</b> chnelle <b>N</b> ull- <b>E</b> nergie- <b>A</b> nordnung <b>K</b> arlsruhe
SNR	<b>S</b> chneller <b>N</b> atriumgekühlter <b>R</b> eaktor
SUAK	<b>S</b> chnelle <b>U</b> nterkritische <b>A</b> nordnung <b>K</b> arlsruhe
STARK	<b>S</b> chnell- <b>T</b> hermischer <b>A</b> rgonaut- <b>R</b> eaktor <b>K</b> arlsruhe
SWR	<b>S</b> iedewasserreaktor (siehe hierzu „LWR“) <b>S</b> chwerwasserreaktor (mit DBR)
THTR	<b>T</b> horium <b>H</b> och <b>t</b> emperaturreaktor
UAE	<b>U</b> nited <b>A</b> rab <b>E</b> mirates
UdSSR	<b>U</b> nion <b>d</b> er <b>S</b> ozialistischen <b>S</b> owjet- <b>R</b> epubliken
UNGG	<b>U</b> ranium <b>N</b> aturel <b>G</b> raphite <b>G</b> az
VAK	<b>V</b> ersuchs <b>a</b> tom <b>k</b> raftwerk
WAK	<b>W</b> iederaufarbeitungsanlage für bestrahlte <b>K</b> ernbrennstoffe
WT	<b>W</b> ärme <b>t</b> auscher
WWER	<b>W</b> odo- <b>w</b> odjanoi <b>e</b> nergetitscheski reaktor („Wasser-Wasser-Energie-Reaktor“)
ZÜ	<b>Z</b> wischen <b>ü</b> berhitzung