

Der Versuchsreaktor AVR - Entstehung, Betrieb und Störfälle

Abschlussbericht der AVR-Expertengruppe

Dipl.-Phys. Christian Küppers (Vorsitzender)

Dipl.-Phys. Lothar Hahn

a. Pl. Prof. Dr.-Ing. habil. Volker Heinzel

Dr.-Ing. habil. Leopold Weil

Jülich, 1. April 2014

Inhaltsverzeichnis

Tabellenverzeichnis.....	4
Abbildungsverzeichnis	5
1 Einleitung	7
2 Geschichtlicher Hintergrund	10
3 Beschreibung des AVR.....	16
3.1 Funktionsprinzip	16
3.2 Anlagenbeschreibung.....	17
3.2.1 Gesamtanlage	17
3.2.2 Reaktorgebäude.....	18
3.2.3 Kugelbrennelemente und Kugelhaufen	21
4 Bewertungsgrundlagen.....	23
5 Temperaturen im Primärkreis.....	25
5.2 Messtechnische und rechnerische Methoden zur Temperaturermittlung von Kühlgas und Brennelementen	28
5.2.1 Messtechnische Methoden	29
5.2.2 Simulationsrechnungen	36
5.3 Sachverhalt zu den Temperaturüberhöhungen	38
5.4 Einflüsse auf die Temperaturverteilung	43
5.4.1 Einfluss der Brennelement-Typen.....	43
5.4.2 Einfluss des Beladeregimes.....	44
5.4.3 Einfluss der Kühlgasaustrittstemperatur.....	47
5.5 Einschätzungen zu Umfang und Ursachen der Temperaturüberhöhungen.....	48
5.6 Schlussfolgerungen zu den Temperaturüberhöhungen.....	52
5.7 Potentielle Folgen der überhöhten BE-Temperaturen bei einem Wassereinbruch	54
6 Ausmaß und Ursachen der Primärkreiskontamination	60
6.1 Freisetzungsmengen und -mechanismen, Einflussgrößen und Messmethoden.....	60
6.2 Aktivitätsmessungen im Primärkreis des AVR.....	63
6.3 Physikalisch-technische Historie des AVR-Cores und seiner Brennelemente	65
6.3.1 Verwendete Brennelementtypen.....	65
6.3.2 Temperaturen des Kühlgases und der Brennelemente	67
6.3.3 Der Weg der Brennelemente durch das Core	68
6.3.4 Resümee	70

6.4	Ergebnisse von Bestrahlungsexperimenten	70
6.4.1	Verfahren.....	70
6.4.2	Literaturauswertung	71
6.4.3	Resümee	74
6.5	Erklärungsversuche zum Freisetzungsverhalten von HTR-Brennelementen in Bezug auf Cäsium	75
6.5.1	Die Rolle der 1600 °C-Grenze	75
6.5.2	Argumentation der Befürworter der HTR-Linie	76
6.5.3	Argumentation von Rainer Moormann	77
6.5.4	Resümee	79
6.6	Schlussfolgerungen zur Primärkreiskontamination des AVR.....	81
7	Dampferzeugerstörfall 1978.....	82
7.1	Behandlung des Dampferzeugerstörfalls im Genehmigungsverfahren	82
7.2	Ablauf des Dampferzeugerstörfalls im Mai 1978	86
7.3	Bewertung des technischen Störfallablaufs.....	90
7.4	Eingriffe des Betriebspersonals.....	91
8	Radiologie	93
8.1	Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem AVR	93
8.1.1	Begrenzungen für alle Emittenten im Bereich der KFA	94
8.1.2	Spezifische Begrenzungen für den AVR	95
8.2	Überwachung der Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft des AVR	98
8.3	Dampferzeugerstörfall 1978 - Radiologische Folgen.....	102
8.3.1	Freisetzung von Radionukliden innerhalb der Anlage	102
8.3.2	Freisetzung von Radionukliden mit der Fortluft in die Umgebung aufgrund des Dampferzeugerstörfalls 1978	105
8.3.3	Ergebnisse der Umgebungsüberwachung im Jahr 1978.....	108
8.3.4	Potenzielle Strahlenexpositionen durch den Dampferzeugerstörfall außerhalb des Anlagengeländes.....	110
8.4	Kontamination von Boden und Grundwasser durch ausgetretenes Betonkammerwasser	111
8.4.1	Technischer Hintergrund und Entdeckung der Kontamination	111
8.4.2	Grundwassersituation am Standort.....	113
8.4.3	Überwachungsprogramm von Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser	114
8.4.4	Strahlenexposition und Risiken bei Verwendung von kontaminiertem Oberflächen- und Grundwasser als Trinkwasser	121
8.5	Zusammenfassung der radiologischen Aspekte.....	124
9	Meldepflichtige Ereignisse	126
9.1	Meldepflicht damals und heute.....	126
9.2	Meldeverhalten in Deutschland	128
9.3	Einstufung des Dampferzeugerstörfalls von 1978	129

9.4	Einstufung anderer Ereignisse beim AVR	130
10	Zusammenfassung	133
11	Literaturverzeichnis.....	138
	Anhang 1: Meldekriterien aus dem Jahr 1975	A-1
	Anhang 2: Meldekriterien aus dem Jahr 1985	A-4

Tabellenverzeichnis

Tabelle 5.1:	Vergleich der mit AVR-70 und AVR-80 berechneten Temperaturen /Wagemann 1982/	37
Tabelle 5.2:	Vergleich der mit verschiedenen Rechencodes ermittelten maximalen Gasaustrittstemperatur und der maximalen Brennelement-Oberflächentemperatur (Daten aus /Wagemann 1981/ und /Grotkamp 1984/)	38
Tabelle 5.3:	Oberflächentemperaturen von Brennelemente in Abhängigkeit vom Brennelement-Typ /Verfodern 1983, S. 99/	44
Tabelle 6.1:	Im AVR eingesetzte Brennelemente /Ziermann 1997, Tafel 13.2-1, S. 313/	66
Tabelle 8.1:	Koordinationsplan für die Emittenten radioaktiver Stoffe mit der Abluft im Bereich der KFA /Vogt 1979b/	94
Tabelle 8.2:	Aktivitätskonzentration im Wasser des Großbehälters /AVR 1978b/	103
Tabelle 8.3:	Konzentration von radioaktiven Stoffen im durch den Dampferzeugerstörfall eingetretenen Wasser nach verschiedenen Quellen im Vergleich (alle Angaben umgerechnet auf Bq/l)	104
Tabelle 8.4:	Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft des AVR im Jahr 1978 /Vogt 1979b/	105
Tabelle 8.5:	Maximale Messwerte oder Nachweisgrenzen in Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser in den Jahren 1978-1998	119
Tabelle 8.6:	Jährliche Strahlenexposition auf der Basis der Messwerte oder Nachweisgrenzen in Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser in den Jahren 1978-1998 unter Zugrundelegung extrem konservativer Randbedingungen	122

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 3.1:	Gesamtanlage des AVR (atw, Heft 5, 1966, S. 227)	18
Abbildung 3.2:	Längsschnitt durch das Reaktorgebäude /AVR 1987/	20
Abbildung 3.3:	Aufbau eines Brennelements /AVR 1987/	21
Abbildung 5.1:	Radiale Verteilung der Zugaberohre und der Graphitnasen /Ramadan 1974, S. 161/	27
Abbildung 5.2:	Vertikale Anordnung der Temperaturmessstellen im Reaktor /Ramadan 1974/	30
Abbildung 5.3:	Positionen der Temperaturmessstrecken und der dafür relevanten Ansaugschlitze in der untersten Deckenreflektorschicht /Verfodern 1983/	31
Abbildung 5.4:	Gegenüberstellung gemessener und gerechneter Gasaustrittstemperaturprofile, Rechnungen mit THERMIX- 3D /Verfodern 1983/	31
Abbildung 5.5:	Schnitt durch eine Kapsel aus Aluminiumoxid /Presser 1972/	33
Abbildung 5.6:	Position der Schmelzkörper in Bohrungen der Monitorkugel /Presser 1972/	34
Abbildung 5.7:	Querschnitt durch die Monitorkugeln von Ramadan mit Gaskanälen um die Schmelzkörperpositionen; diese enthalten die Schmelzkörper in Drahtform in Quarzhüllen	35
Abbildung 5.8:	Vergleich des radialen Verlaufs der Temperaturverteilung für die Berechnung mit den Rechencodes AVR-80 und AVR 3D, aus /Grotkamp 1984/	38
Abbildung 5.9:	Anzahl von Monitorkugeln mit den jeweils gemessenen Maximaltemperaturen /Derz 1990/	40
Abbildung 5.10:	Radialer Verlauf der Gas- und Brennelementoberflächentemperatur am Core /Presser 1972, S. 45/	42
Abbildung 5.11:	Entwicklung der Gasaustrittstemperatur von der Wiederbeladung 68 im Dezember 1971 vor der Coreumstellung bis zur Wiederbeladung 89 im Dezember 1972 nach der Coreumstellung mit dem größeren Innencoreradius von 1 m /Wagemann 1973/	45
Abbildung 5.12:	Verteilung der Oberflächentemperatur der Brennelemente und Graphitkugeln vor und nach der Coreumgruppierung für eine Leistung von 55 MW und einer mittleren Gasaustrittstemperatur von 850 °C, berechnet mit dem Programzyklus AVR-70 /Wischnewski 1974, S. 29/	47
Abbildung 5.13:	Verteilung der Oberflächentemperatur der Brennelemente und Graphitkugeln für die Wiederbeladung 89 im Dezember 1972, also nach der Umstellung auf einen Innencoreradius von 1 m, für eine Leistung von 55 MW berechnet mit dem Programmzyklus AVR-70 /Wischnewski 1974, S. 29/	48

Abbildung 5.14:	Reaktivität des AVR-Cores in Abhängigkeit von der Wassermenge im Core /Wagemann 1976/	57
Abbildung 6.1:	Mittlere Kühlgasaustrittstemperatur und Cs-Aktivitäten im Heißgas und Kaltgas /Moormann 2008b/	64
Abbildung 6.2:	Im AVR eingesetzte Brennelemente /Nabielek 2008/	67
Abbildung 6.3:	Zeitlicher Verlauf der mittleren Heißgasaustrittstemperatur, entnommen aus /Moormann 2008b/	68
Abbildung 7.1	Schematische Darstellung der Verhältnisse beim GaU des AVR aus /Wawrzik 1984/	84
Abbildung 7.2:	Schematische Darstellung der Verhältnisse beim HYPO des AVR aus /Wawrzik 1984/	85
Abbildung 7.3:	Stand des in den Primärkreis eingedrungenen Wassers /Ziermann 1997/	88
Abbildung 7.4:	Ansicht des Systemaustrittssammlers mit abgetrennten Rohren /Ziermann 1997, S. 215/	89
Abbildung 8.1:	H-3-Konzentration in Kühlgas und Frischdampf bzw. Speisewasser des AVR zwischen Dezember 1968 und 1. Quartal 1974	100
Abbildung 8.2:	Emissionen mit der Abluft aus dem AVR von 1968 bis 1990...	101
Abbildung 8.3:	Unterer Teil des AVR-Reaktorgebäudes mit Betonkammern (rot eingezeichnet), verändert nach /AVR 2008/	111
Abbildung 8.4:	Lage von Probenahmestellen der Überwachung von Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser /Vogt 1979b/	117
Abbildung 8.5:	Lage von Probenahmestellen der Überwachung von Oberflächen- und Grundwasser auf und am Gelände des Forschungszentrums /Nordsieck 1982/	117
Abbildung 8.6:	Lage von Probenahmestellen der Überwachung von Oberflächen- und Grundwasser in der Umgebung des Forschungszentrums /Nordsieck 1982/	118

1 Einleitung

Im Jahr 1959 schlossen sich 15 kommunale Elektrizitätsversorgungsunternehmen mit dem Ziel, die Machbarkeit und Funktionsfähigkeit eines gasgekühlten, graphitmoderierten Hochtemperaturreaktors zu demonstrieren, zur Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR GmbH) zusammen. Der AVR-Versuchsreaktor wurde in unmittelbarer Nachbarschaft zur damaligen Kernforschungsanlage Jülich (KFA) (seit 1990: Forschungszentrum Jülich (FZJ) GmbH) errichtet und von 1967 bis 1988 betrieben. Das Forschungszentrum befasste sich während dieser Jahre begleitend mit Fragen zum gesamten Themenspektrum der Hochtemperaturreaktortechnologie.

Nach der Stilllegung des AVR war zunächst der „Sichere Einschluss“ der Anlage vorgesehen. Nicht mehr benötigte Anlagenteile wurden nach entsprechenden Genehmigungen ausgebaut und die Brennelemente entfernt. Die Übernahme der AVR GmbH unter das Dach des bundeseigenen Energiewerke Nord (EWN) Verbundes im Mai 2003 führte zu einer Änderung der Stilllegungsstrategie hin zum vollständigen Abbau der Anlage, der Entlassung des AVR-Geländes aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes und der Übergabe des Geländes an das Land Nordrhein-Westfalen mit dem Zweck einer anderweitigen Nutzung.

Technische Fragen des Kugelhaufenreaktors wurden in der Fachwelt und der Öffentlichkeit immer wieder kritisch diskutiert. Auch seitens des ehemaligen Mitarbeiters der KFA, Herrn Dr. Rainer Moormann, wurden im Jahr 2008 in einer Studie sicherheitsrelevante Aspekte behandelt. Sie enthält einige schwerwiegende Kritikpunkte, insbesondere die lange nicht erkannten überhöhten Temperaturen im Kern (nachfolgend als Core bezeichnet) des Reaktors und die unerwartet hohen Freisetzen von Spaltprodukten aus den Kugelbrennelementen. Die Studie wurde vom Forschungszentrum Jülich als Bericht veröffentlicht.

Die katastrophalen Ereignisse in Fukushima im März 2011 hatten eine breite gesellschaftliche Diskussion zum Thema Kernenergie ausgelöst. Als in der Folge die Überprüfung der kerntechnischen Anlagen in Deutschland beschlossen wurde, nahmen das Forschungszentrum Jülich und die AVR GmbH dies zum Anlass, am Standort Jülich die Betriebsgeschichte des AVR-Versuchsreaktors durch eine Arbeitsgruppe externer Experten untersuchen zu lassen. Diese Expertengruppe, bestehend aus Dipl.-Physiker Christian Küppers vom Öko-Institut e.V., dort stellvertretender Leiter des Bereichs „Nukleartechnik und Anlagensicherheit“ als Vorsitzendem, Dipl.-Physiker Lothar Hahn (vor seinem Ruhestand zuletzt technisch-wissenschaftlicher Geschäftsführer der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit), a. Pl. Professor Dr.-Ing. Volker Heinzel (vor seinem Ruhestand zuletzt kom. Leiter des „Institut für Reaktorsicherheit“ am Forschungszentrum Karlsruhe) sowie Dr.-Ing. Leopold Weil (vor seinem Ruhestand zuletzt Leiter des Bereichs „Sicherheit in der Kerntechnik“ des Bundesamts für Strahlenschutz) nahm im Sommer

2011 ihre Arbeit auf. In der Wahl der vertieft untersuchten Fragestellungen, auf die weiter unten eingegangen wird, war die Expertengruppe frei. Der vorliegende Abschlussbericht der Untersuchungen präsentiert die Ergebnisse und Bewertungen der Expertengruppe.

Da bei den durch die Expertengruppe untersuchten Fragestellungen weit zurückliegende Vorgänge zu bewerten waren, stellte die Informationsbeschaffung eine große Herausforderung dar. Eine Vielzahl von Unterlagen wurde ausgewertet, zunächst ausgehend von einer Zusammenstellung von rund 200, bestehend aus Quartalsberichten, Jahresberichten, Dissertationen, Fachartikeln und weiteren umfangreichen wissenschaftlichen Publikationen, insbesondere der FZJ GmbH. Aus dieser Auswertung ergaben sich Nachfragen nach vielen darin zitierten und weiteren Dokumenten, die beispielsweise auch behördliche Bescheide, Aktenvermerke und Berichte von Gutachtern umfassten. Jedoch lassen sich im Nachhinein auch mit dieser umfangreichen Auswertung nicht mehr alle Fragen klären. In wenigen Fällen gab es auch widersprüchliche Informationen in den vorliegenden Dokumenten, ohne dass aufgeklärt werden konnte, welche Informationsgehalte die zutreffenden waren.

Seitens der AVR GmbH und FZJ GmbH wurde die Arbeit durch Beschaffung von Unterlagen und Informationen sowie durch die Bereitschaft zu verschiedenen Fachgesprächen mit unterschiedlichen Teilnehmern und Themen wirksam unterstützt. Die Expertengruppe hat darüber hinaus drei Fachgespräche mit Herrn Dr. Rainer Moormann geführt, in denen viele technische Fragen detailliert diskutiert wurden. Die Expertengruppe bedankt sich an dieser Stelle ausdrücklich bei der AVR GmbH, der FZJ GmbH und Herrn Dr. Rainer Moormann, da ohne deren Unterstützung die Arbeit nicht zu leisten gewesen wäre. Auch durch eine Reihe weiterer Personen und Stellen wurden der Expertengruppe Informationen zur Verfügung gestellt, ohne dass diese hier im Einzelnen aufgeführt werden sollen.

Die Mitglieder der Expertengruppe haben sich mit unterschiedlichen Schwerpunktthemen befasst und einen gemeinsamen Abschlussbericht erstellt. Dieser ist wie folgt gegliedert:

In Kapitel 2 (Schwerpunktthema von Herrn Hahn) wird auf den geschichtlichen Hintergrund des AVR-Versuchsreaktors eingegangen, da sich bestimmte Aspekte nur im Kontext mit dem jeweiligen gesellschaftlichen und technischen Umfeld beurteilen lassen.

Eine allgemeine Beschreibung des AVR-Versuchsreaktors, die von Herrn Heinzel zusammengestellt wurde, findet sich in Kapitel 3.

In Kapitel 4 werden die allgemeinen Bewertungsgrundlagen vorgestellt, die die Expertengruppe für ihre Bewertungen herangezogen hat. Insbesondere wird erläutert, wie mit der Schwierigkeit umgegangen wurde, relevante Sachverhalte auch im historischen Kontext angemessen zu bewerten.

In Kapitel 5 wird auf die Temperaturen im Primärkreis des AVR-Versuchsreaktors (Schwerpunktthema von Herrn Heinzel) eingegangen. Ergebnisse von Simulationsrechnungen und Messungen werden vorgestellt und es werden mögliche Erklärungen für die unerwartet hohen Temperaturen identifiziert.

Ursachen der hohen Primärkreiskontamination (Schwerpunktthema von Herrn Hahn) werden in Kapitel 6 diskutiert. Dazu werden die Erfahrungen des Betriebs der Anlage sowie Ergebnisse von Bestrahlungsexperimenten ausgewertet und bewertet.

Kapitel 7 befasst sich mit dem Dampferzeugerstörfall im Jahre 1978. Es beschreibt die Behandlung dieser Art von Störfall in der Betriebsgenehmigung sowie Ursachen, Ablauf und Folgen des stattgefundenen Störfalls (Schwerpunktthema von Herrn Weil). Der Umgang mit diesem Störfall durch die Betreiberin wird – insbesondere im Hinblick auf das Handeln des seinerzeitigen Betriebspersonals – dargelegt und bewertet (Schwerpunktthema von Herrn Hahn).

Radiologische Aspekte des Betriebs, des Dampferzeugerstörfalls 1978 sowie der Kontamination von Boden und Grundwasser werden in Kapitel 8 behandelt (Schwerpunktthema von Herrn Küppers).

Auf meldepflichtige Ereignisse wird in Kapitel 9 eingegangen (Schwerpunktthema von Herrn Weil und Herrn Hahn). Die Meldekriterien aus dem Jahr 1975 sind in Anhang 1 und die Meldekriterien aus dem Jahr 1985 in Anhang 2 dokumentiert, da diese heute nicht einfach zugänglich, zum Verständnis des Kapitels 9 aber erforderlich sind.

Kapitel 10 enthält die Zusammenfassung und zusammenfassende Schlussfolgerungen.

2 Geschichtlicher Hintergrund

Das Verständnis der Geschichte des AVR wird wesentlich erleichtert, wenn man sich des technisch-wissenschaftlichen, des gesellschaftlichen und des politischen Umfeldes bewusst ist, in dem sich die Entwicklung der Kerntechnik, insbesondere der Hochtemperaturreaktor-Linie, vollzog. Daher werden im Folgenden einige wichtige Meilensteine, aber auch bedeutende Änderungen in diesem Umfeld skizziert.

Wissenschaftliche Arbeiten zu den Möglichkeiten der Nutzung der Kernenergie begannen in Deutschland bereits zu Beginn der 1940er Jahre. Profundes kerntechnisches Fachwissen entwickelte sich und blieb auch nach dem 2. Weltkrieg erhalten, obwohl es der Bundesrepublik Deutschland zunächst verboten war, Uran- und Thoriummetall herzustellen und einen Kernreaktor zu bauen.

Dieses Verbot wurde 1955 aufgehoben, nachdem 1953 der US-amerikanische Präsident Dwight D. Eisenhower in einer Rede die Möglichkeit der internationalen friedlichen Nutzung der Kernenergie („atoms for peace“) verkündet und 1955 die erste internationale Genfer Atomkonferenz (International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy) unter Federführung der Vereinten Nationen stattgefunden hatte. Die Entwicklung der Kerntechnik begann unverzüglich und mit großem Engagement der Beteiligten. Das Jahr 1955 war somit die Geburtsstunde der bundesdeutschen Atompolitik.

Die Anfänge der kerntechnischen Entwicklung waren gekennzeichnet durch eine ungeheure Euphorie sowie den Willen, den technologischen Vorsprung aufzuholen, den die damaligen Atomkräfte USA, UdSSR und Großbritannien bis zum Jahre 1955 gewonnen hatten. Die Euphorie wurde auch von dem Gedanken getragen, durch die weltweite Bereitstellung kostengünstiger Energie eine der Ursachen für die vorausgegangenen Konflikte zu beheben. In der Reaktorentwicklung setzte ein Konkurrenzkampf um die aus technischer und ökonomischer Sicht besten Anlagenkonzepte ein. In den 1960er Jahren begann – zunächst zögerlich – der Siegeszug des Leichtwasserreaktors (LWR); als erstes nahm das „Versuchs-Atom-Kraftwerk“ Kahl, ein von General Electric entwickelter Siedewasserreaktor, 1962 seinen Betrieb auf. In den 1960er Jahren folgten noch die Siedewasseranlagen Gundremmingen A, Lingen und das auf einem Westinghouse-Patent beruhende Druckwasser-Kernkraftwerk Obrigheim.

Aber auch die Entwicklung des Hochtemperaturreaktors (HTR) reicht in die Anfänge der bundesdeutschen Atompolitik zurück. Unter den konkurrierenden HTR-Konzepten setzte sich der sogenannte „Kugelhaufenreaktor“, eine deutsche Entwicklung, durch. Der Baubeginn des AVR angrenzend an das Gelände des Forschungszentrums Jülich fiel in das Jahr 1961. Erstmals kritisch wurde AVR 1966, die Stromerzeugung begann 1967. Im Jahre 1969 nahm der AVR den Leistungsbetrieb auf. Bereits in der Anfangsphase, d. h. insbesondere in den 1960er Jahren entwickelte sich ein Konkurrenzkampf zwischen dem Hochtemperaturreaktor und

dem Schnellen Brüter um die führende Rolle als den Leichtwasserreaktor ergänzende Reaktorlinie zur Konvertierung von Spaltstoff. Daraus entstand auch eine zunehmende Konkurrenzsituation zwischen den Forschungszentren in Jülich und in Karlsruhe, wo die entsprechenden Technologien weiterentwickelt und in Versuchsreaktoren erprobt wurden. Alles in allem verlief – trotz intensiver Auseinandersetzungen in Industrie, Wissenschaft und Politik – die Entwicklung der Kerntechnik in Deutschland bis Ende der 1960er Jahre in einem kernenergie- und technologiefreundlichen - teilweise euphorischen - politischen und gesellschaftlichen Umfeld.

Dieses Umfeld änderte sich mit Beginn der 1970er Jahre dramatisch. Erster nennenswerter gesellschaftlicher Widerstand entwickelte sich rund um das am Standort Wyhl im deutsch-französisch-schweizerischen Dreiländereck geplante Kernkraftwerk und nahm ab Mitte der 1970er Jahre die Dimension einer bis dahin in der Bundesrepublik Deutschland noch nicht dagewesenen Protestbewegung an. Bauplatzbesetzungen, Großdemonstrationen und teilweise gewalttätige Auseinandersetzungen machten die Kernenergie zu einem der beherrschenden Streitthemen der damaligen Zeit. Die Kernschmelze in der amerikanischen Anlage Three Mile Island am 29.3.1979 führte dann der breiten Öffentlichkeit zudem die Risiken eines Kernkraftwerksunfalls in einem LWR vor Augen. Ebenfalls in das Jahr 1979 fiel mit dem politischen Scheitern des „Nuklearen Entsorgungszentrums“ in Gorleben die erste schwere Niederlage der deutschen Atomwirtschaft. Auf der anderen Seite hatte in den 1970er-Jahren der Bau der meisten der 20 großen deutschen Leichtwasserreaktoren begonnen, die ab 1975 sukzessive ans Netz gingen. So erklärt es sich, dass sich die zunehmende Ablehnung der Bevölkerung vor allem gegen den Leichtwasserreaktor, also dessen Erbauer, Betreiber und Befürworter richtete.

Der Hochtemperaturreaktor blieb dagegen in den 1970er und frühen 1980er Jahren von öffentlichem Protest weitgehend verschont, obwohl 1970 die Entscheidung für den Bau der ersten großtechnischen HTR-Anlage, des Thorium-Hochtemperaturreaktors mit 300 Megawatt elektrischer Leistung (THTR-300) gefallen war. Der Baubeginn des THTR-300 am Standort Hamm-Uentrop fiel in das Jahr 1971, wobei die Baufortschritte zunächst schleppend waren.

Weder die Planung des THTR-300 noch der Betrieb des AVR erregte in Politik, Gesellschaft und Wissenschaft in den 1960er Jahren nennenswerte Aufmerksamkeit, was auf die überzeugend kommunizierten sicherheitstechnischen Vorteile des HTR, insbesondere gegenüber dem LWR und dem Brüter zurückzuführen sein dürfte. Umso heftiger war der zunehmende Druck auf den HTR innerhalb der Energiewirtschaft. Herausragende Vertreter der LWR-Linie sahen im HTR einen unliebsamen Konkurrenten, der aufgrund seiner positiven Sicherheitseigenschaften den LWR leicht in Misskredit bringen könnte. Die Folgen reichten bis zur Diskriminierung von beteiligten Personen (z. B. Prof. Schulten) oder Institutionen (z. B. KFA, später FZJ).

Die Dekade von 1980 und 1990 war sowohl für die Kernenergienutzung in Deutschland insgesamt als auch für die HTR-Entwicklung geprägt von einer anfänglichen Euphorie, die gegen Ende des Jahrzehnts von einer tiefgreifenden Ernüchterung abgelöst wurde. Zunächst schien sich die Kernenergie gegen den Widerstand der Bevölkerung und trotz zunehmender Ablehnung durch die Politik durchzusetzen: Der Ausbau des Kernkraftwerksparks erreichte in den 1980er Jahren seinen Höhepunkt; mit den anfänglichen Fortschritten bei der Wiederaufarbeitungsanlage in Wackersdorf und bei den Hanauer Brennelementefabriken schien die Schließung des „nuklearen Brennstoffkreislaufs“ möglich; technische und finanzielle Probleme bei den damaligen Zukunftsprojekten, dem Schnellen Natriumgekühlten Reaktor mit 300 Megawatt elektrischer Leistung (SNR-300) und dem THTR-300, schienen einer Lösung nahe. Die erste Kettenreaktion im THTR-300 erfolgte 1983. Nach dem Probetrieb ging der THTR-300 1987 in den kommerziellen Betrieb; zukünftige HTR-Konzepte und –Nutzungsmöglichkeiten wurden konkret geplant.

Die Reaktorkatastrophe von Tschernobyl am 26.4.1986 erschütterte jedoch das Vertrauen in die Kerntechnik endgültig und brachte – ungeachtet der unterschiedlichen Anlagentechnik – die in Deutschland betriebenen Leichtwasserreaktoren endgültig in Verruf. Zeitweise schien es, als könnten die Befürworter der HTR-Linie Öffentlichkeit und Politik von der sicherheitstechnischen Überlegenheit des HTR-Konzepts überzeugen, und dass allein mit ihm die Zukunft der Kernenergie zu sichern sei. Mit beträchtlichem Aufwand wurden die sicherheitstechnischen Eigenschaften gegenüber Politik und Fachöffentlichkeit herausgestellt.

Allerdings erlebte der HTR ab Mitte der 1980er Jahre auch entscheidende Rückschläge. Aus technischer Sicht schadeten vor allem die schlechten Betriebsergebnisse des THTR-300 dem Image der HTR-Linie; der THTR-300 wurde 1988 abgeschaltet und 1989 endgültig stillgelegt. Aus ökonomischer Sicht schlug das Ausbleiben neuer Aufträge für konkrete Anlagen im In- und Ausland negativ zu Buche.

Die Befürworter der LWR-Linie verstärkten noch ihre Bemühungen, den HTR – vor allem ökonomisch – in Misskredit zu bringen. Die Energiewirtschaft konzentrierte ihre Bemühungen darauf, die bestehenden LWR-Anlagen am Netz zu halten; kern-technische Zukunftsprojekte erfuhren in dieser Zeit keine Unterstützung. Vor allem aber hatten sich die politischen Mehrheiten spätestens seit dem Unfall in Tschernobyl entscheidend zu Ungunsten der Kernenergie gewandelt. Zunächst in einigen Bundesländern, konkreter dann in Parteiprogrammen, verlor die Kernenergie die Unterstützung durch die Politik. Durch die zunehmend ablehnende Kernenergiepolitik des Bundeslandes Nordrhein-Westfalen traf es die HTR-Entwicklung seit Mitte der 1980er Jahre in zweifacher Hinsicht. Zunächst dadurch, dass der landespolitisch eingeschlagene Weg des Ausstiegs aus der Kernenergie nicht nur den SNR (und später Würgassen), sondern auch die HTR-Linie traf, die ursprünglich ein technologie-, energie- und industriepolitisches „Ziehkind“ des Landes Nordrhein-Westfalen war. Zum zweiten dadurch, dass das Land seinen Einfluss auf die dama-

lige KFA, an der es mit 10 % beteiligt ist, dahingehend geltend machte, dass die nuklearen Aktivitäten deutlich zurückgefahren wurden. Damit waren die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur HTR-Technologie in der eigentlichen Keimzelle der HTR-Entwicklung in Deutschland praktisch beendet. Als dann noch der Bund seine finanzielle Beteiligung an der HTR-Entwicklung zurückzog, war das Ende der HTR-Entwicklung in Deutschland besiegelt. Im Jahre 1991 wurde die staatliche Förderung der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum HTR eingestellt und auch zuvor noch beteiligte Unternehmen zogen sich aus dem HTR-Geschäft zurück.

Auf die letzte Phase der Kernenergie in Deutschland, die – beginnend ca. 1990 – durch die Vorbereitung und letztendlich auch durch die Umsetzung des Ausstiegs aus der Kernenergienutzung gekennzeichnet ist, müsste hier eigentlich nicht mehr eingegangen werden, da diese Zeit für die Geschichte des AVR (stillgelegt am 31.12.1988) wie auch für die gesamte HTR-Entwicklung in Deutschland (eingestellt 1991) nicht mehr relevant ist. Da es aber aufschlussreich sein könnte, wie die Befürworter der HTR-Linie auf das Ende der HTR-Entwicklung im Jahre 1991 sowie auf die Ausstiegsvereinbarung zwischen rot-grüner Bundesregierung und Energiewirtschaft im Jahre 2000 reagierten, soll diese Phase ebenfalls noch einmal kurz beleuchtet werden.

Im Verlauf der ca. drei Jahrzehnte HTR-Entwicklung hatte sich in der Industrie und in der KFA bzw. später dem FZJ, aber auch im zugehörigen Umfeld von Gutachtern, Behörden, usw. ein breites und umfassendes Fachwissen entwickelt. Die entsprechenden Institutionen haben es verstanden, dieses Fachwissen auch nach 1991 trotz fehlender Perspektiven im Inland so gut wie möglich zu erhalten. Dazu dienten vor allem Betätigungsfelder im Ausland. Diese konzentrierten sich auf

- den Wissenstransfer in Länder, die in der HTR-Technologie eine Zukunftsperspektive sehen (z. B. China)
- die technisch-wissenschaftliche Unterstützung konkreter HTR-Projekte im Ausland (z. B. Südafrika, inzwischen eingestellt)
- die Mitarbeit in internationalen Projekten (z. B. im Generation IV International Forum (GIF), einem Forschungsverband zur Entwicklung zukünftiger Kernkraftwerke)

Für das Verständnis der Besonderheiten der Geschichte des AVR und des Verhaltens seiner Betreiber könnte es hilfreich sein, sich die besondere Rolle der HTR-Entwicklung und die Situation der Befürworter dieser Reaktorlinie vor dem Hintergrund der Historie der Kernenergienutzung in Deutschland bewusst zu machen. Der geschichtliche Hintergrund lässt sich wie folgt zusammenfassen: Die HTR-Entwicklung begann in Deutschland bereits in der Frühphase der Kernenergienutzung. Das in Deutschland entwickelte Konzept des Kugelhaufenreaktors versprach erhebliche sicherheitstechnische Vorteile gegenüber dem Leichtwasserreaktor und anderen Reaktorkonzepten. Brillante Köpfe haben das Konzept entwickelt – hier ist insbesondere Prof. Rudolf Schulten zu nennen – und vorangetrieben, vor

allem Prof. Kurt Kugeler und andere herausragende Fachleute in der damaligen KFA. Es fand engagierte Unterstützung bei Wissenschaftlern und Politikern. Visionäre Vorstellungen beruhten auf der unerschütterlichen Überzeugung der sicherheitstechnischen Überlegenheit des HTR. Auf der anderen Seite stand der HTR bereits früh in einem vielfältigen Konkurrenzkampf mit anderen Reaktorlinien. Insbesondere die Vertreter des LWR verfügten über die weitaus stärkere Lobby in Industrie, Energiewirtschaft und Politik, was sich in der internen Bekämpfung des HTR-Konzepts und der Diskriminierung seiner Befürworter äußerte. Der – allerdings weniger heftige – Wettstreit mit dem Konzept des Schnellen Brüters äußerte sich in einem Konkurrenzkampf zwischen den Forschungszentren in Karlsruhe und Jülich. In der politischen Landschaft genoss der HTR lediglich im Land Nordrhein-Westfalen Unterstützung, weswegen er teilweise auch als landestypische Besonderheit angesehen wurde. Die HTR-Entwickler und –Befürworter standen also von Anfang an unter einem vielfältigen Druck. Dieses Umfeld hat zu Verhaltensweisen der HTR-Vertreter geführt, die einerseits ein ausgeprägtes Überlegenheitsgefühl aufwiesen, die andererseits aber auch eine unzureichende Fähigkeit zur Selbstkritik und eine Unterschätzung der Schwachstellen beim HTR-Konzept und bei konkreten Anlagen erkennen ließen. Zu konstatieren ist auf der anderen Seite ein hohes Maß an Idealismus und an persönlicher Integrität.

Mit diesen Überlegungen könnte das Verhalten der AVR-Betreiber und der Befürworter der HTR-Linie erklärbar gemacht werden, wenn technische Probleme beim AVR auftraten oder sicherheitstechnische Zweifel geäußert wurden.

Nachfolgend sind wichtige Daten des AVR-Betriebs aufgeführt:

Der AVR erreichte die erste Kritikalität 1966 und konnte am 17.12.1967 den Leistungsbetrieb aufnehmen. Die Übergabe an den Betreiber fand am 28.5.1969 statt. Der Leistungsbetrieb war zunächst für 2 Jahre vorgesehen. Er wurde verlängert, um Experimente zur Weiterentwicklung des Anlagenkonzepts und des Brennstoffs durchzuführen, endete aber schließlich am 31.12.1988. Insgesamt wurden 1,6 Mio. kWh in das Netz eingespeist. Bei einer Reaktorleistung von 15 MW_{el} bedeutet dies eine Arbeitsausnutzung von 58 %. Die Zeitverfügbarkeit betrug 67 %.

Die Arbeitsausnutzungen der Leistungsreaktoren betrugen Ende der 1980er Jahre im Mittel weltweit etwa 60 %¹. Selbst gasgekühlte und schwerwassermodierte Leistungsreaktoren, die ja nicht wegen des Brennstoffwechsels jährlich abgeschaltet werden, erzielten keine besseren Ergebnisse. Erst Ende der 1980er Jahre erreichen einige deutsche Druckwasserreaktoren Arbeitsausnutzungen über 80 %. Der Vergleich mit den kommerziellen Kernkraftwerken, die zur Leistungserzeugung gebaut und betrieben wurden, und dem AVR, der nach den ersten Betriebsjahren vordring-

¹ Zeitschrift „atomwirtschaft atomtechnik (atw)“, jeweils die Juli/August-Ausgaben

lich als Experimentieranlage betrieben wurde, demonstriert eine für eine Versuchsanlage ungewöhnlich hohe Verfügbarkeit.

3 Beschreibung des AVR

Dieses Kapitel beschreibt das Funktionsprinzip und die Technik des AVR. Grundzüge dieses Funktionsprinzips sowie des technischen Aufbaus sind für das Verständnis der folgenden Kapitel erforderlich. Soweit notwendig, finden sich Ergänzungen zu speziellen Aspekten in den weiteren Kapiteln.

In Kapitel 3.1 wird zunächst das Funktionsprinzip des AVR dargestellt. In Kapitel 3.2 wird zunächst die Gesamtanlage, dann das Reaktorgebäude mit seinen Komponenten und anschließend das Kugelbrennelement und der Kugelhaufen beschrieben.

3.1 Funktionsprinzip

Das Konzept eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors mit einer Kugelschüttung als Core wurde Mitte der 1950er Jahre von Prof. Dr. Rudolf Schulten entworfen. Die Besonderheiten dieses Reaktorkonzepts waren:

- die Verwendung von Uran-235 als Brennstoff in Verbindung mit Thorium-232 als Brutstoff,
- die Verwendung des Edelgases Helium als neutronenphysikalisch neutrales Kühlmittel mit hohen Wärmeübergangszahlen,
- die Verwendung von Graphit als Moderatormaterial sowie
- außerordentlich hohe, bis dahin nicht realisierte Kühlmitteltemperaturen, die einen hohen thermischen Wirkungsgrad versprachen.

Es wurde erwartet, dass mit diesem Reaktortyp auch für kleinere Leistungseinheiten eine wirtschaftliche Option zur Verfügung gestellt werden könne.

Die Ausführung des AVR-Versuchsreaktors als Kugelhaufenreaktor hatte zum Ziel, die Core-Zusammensetzung im laufenden Reaktorbetrieb zu optimieren und so einen höheren Abbrand der Brennelemente zu erreichen. Zusätzliche Beladeflexibilität ergab sich aus wiederholtem Umladen der teilabgebrannten Kugeln, unterschiedlichen Elementkugeln, wie auch beispielsweise reinen Graphit- oder Borkugeln. Die kontinuierliche Be- und Umladung der Brennelemente erlaubte es, den Reaktor mit einer geringen Überschuss-Reaktivität zu betreiben. Eine Abschaltung für einen Brennelementwechsel war nicht erforderlich.

Das Moderator/Brennstoff-Verhältnis des Cores war untermoderiert ausgelegt. Der Temperaturkoeffizient war negativ und es ergab sich ein positives Lastfolgeverhalten. Die Leistung konnte zudem über die Drehzahl der Kühlgebläse geregelt werden. Einfahrbare Abschaltstäbe, die zudem über einen Schnelleinfallmechanismus verfügten, dienten dem An- oder Abfahren wie auch der Schnellabschaltung der Anlage.

3.2 Anlagenbeschreibung

3.2.1 Gesamtanlage

Abbildung 3.1 zeigt einen Überblick über die Gesamtanlage. Das Reaktorgebäude war als ein Betonzylinder von 38 m Höhe konzipiert. Im Reaktorgebäude befand sich der das Core aufnehmende Reaktorbehälter, die Einrichtungen zur Kühlung des Cores und der Dampferzeuger, in dem mittels des erhitzten Heliums Wasser verdampft wurde. Dieser bei einem Druck von 73 bar² auf 505 °C erhitzte Dampf wurde in das Maschinenhaus geleitet, wo er zum Antrieb einer Turbine diente, die über einen Generator Strom erzeugte. Der Dampf wurde durch Kühlung im Kondensator kondensiert und als Wasser mit einer Temperatur von 115 °C wieder in das Reaktorgebäude und den Dampferzeuger zurückgeführt. Zur Wärmeabfuhr aus verschiedenen Kühlwasserkreisläufen diente ein Kühlturm mit drei Ventilatoren.

Die thermische Leistung des AVR betrug 46 MW, die elektrische Bruttoleistung 15 MW.

² Drücke und Temperaturen im AVR waren nicht über die gesamte Betriebszeit auf gleichem Niveau. Die in Kapitel 3 hierzu genannten Daten beruhen auf /Ziermann 1997/. Bezüglich der Änderungen der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur verweisen wir auf Kapitel 5.

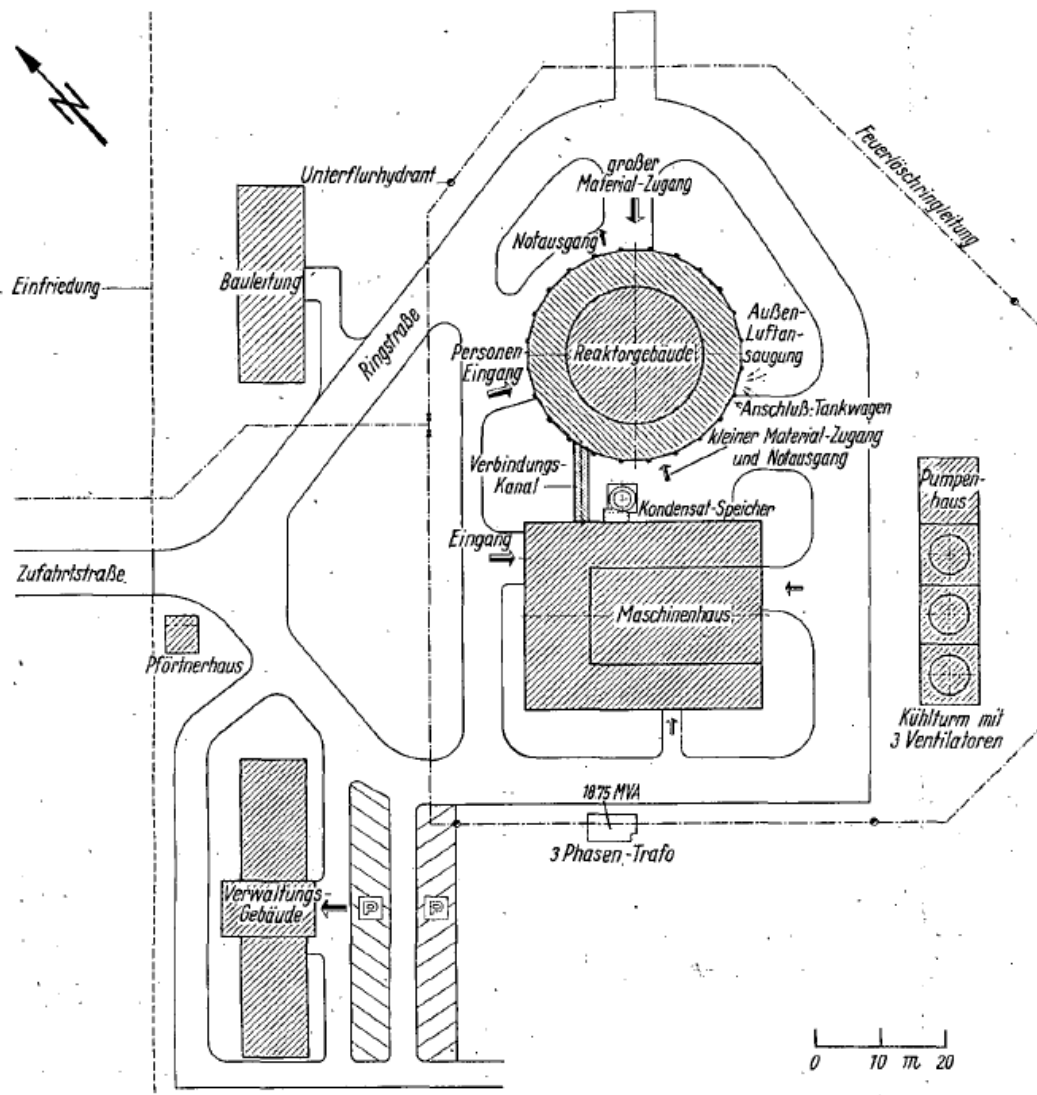


Abbildung 3.1: Gesamtanlage des AVR (atw, Heft 5, 1966, S. 227)

3.2.2 Reaktorgebäude

Abbildung 3.2 zeigt einen Längsschnitt durch das Reaktorgebäude. Im Reaktorgebäude befand sich der gasdichte Schutzbehälter (siehe Abbildung 3.2, Pos. 28), in dem wiederum der äußere und innere Reaktorbehälter installiert waren (Pos. 13 und 12). Zwischen den beiden Reaktorbehältern aus Stahl war als Abschirmung der biologische Schild 1 (Pos. 14) eingebaut. Das Reaktorgebäude besaß bis in Höhe des Reaktorbehälterdeckels eine verstärkte Betonwand mit einer Dicke von 150 cm und mit der Funktion als biologischer Schild 2 (Pos. 15). Der Außendurchmesser des Reaktorgebäudes betrug 21 m.

Im oberen Abschluss des Reaktorgebäudes waren in einem stählernen Ringbehälter u. a. die ständig gefüllten Kühlwasserhochbehälter mit einem Gesamtwasservo-

lumen von 475 m^3 untergebracht. Sie bildeten das Wasserreservoir für die Notversorgung aller wichtigen Verbraucher.

Im unteren Teil des Ringraums zwischen der Betonturmwand und dem Schutzbehälter befand sich ein Ringkanal. Dieser konnte die aus dem Reaktor ausgeschleusten Brennelemente vorübergehend aufnehmen und war aus diesem Grund zu Abschirmungszwecken in eine Schwergutrockenschüttung eingebettet.

Der Schutzbehälter im Inneren des Reaktorgebäudes, der zylindrisch mit Halbkugelabschlüssen ausgeführt war, schloss den Reaktorbehälter und alle radioaktiven Kreisläufe des Kernkraftwerkes ein. Ein leichter Unterdruck innerhalb des Schutzbehälters sollte Leckagen in die Atmosphäre vermeiden.

Auslegungsbestimmend war ein Störfallszenario, bei dem der Schutzbehälter in der Lage sein musste, den Inhalt des Dampferzeugers und die Kühlgasfüllung des Reaktors aufzunehmen und sicher einzuschließen. Material und Dimension waren entsprechend diesem Szenario auf große Druck- und Temperaturbeanspruchung ausgelegt. Das freie Volumen im inneren Behälter (Reaktorbehälter) betrug rund 310 m^3 , während im umgebenden Stahlcontainment (Schutzbehälter) zusätzlich ein freier Raum von etwa 4000 m^3 zur Verfügung stand.

Der innere Reaktorbehälter umschloss den Kugelhaufen einschließlich der Kohlestein- und Graphitstrukturen zur Gasführung und als Reflektor sowie die Absorberelemente und den Dampferzeuger. Im Bodenreflektor unter dem Core konnten die Brennelementkugeln über eine zentrale Öffnung abgezogen werden. Der Reaktorbehälter ging in diesem Bereich in einen Zylinder mit kleinerem Radius und einem nach unten abschließenden Dom über. An diesen waren die Kühlgasgebläse, deren Armaturen, Klappen zur Umleitung des Kühlgases vom Core in einen Bypass, die Antriebe der Abschaltstäbe sowie das Kugelabzugsrohr und die Förderrohre für die Brennelemente angebaut.

Die Corefüllung belief sich im stationären Zustand auf etwa 100 000 Kugeln. Das unter einem Druck von 10,8 bar stehende Kühlgas Helium trat mit einer mittleren Temperatur von etwa $270 \text{ }^\circ\text{C}$ in das Core ein und mit mehr als $800 \text{ }^\circ\text{C}$ wieder aus.

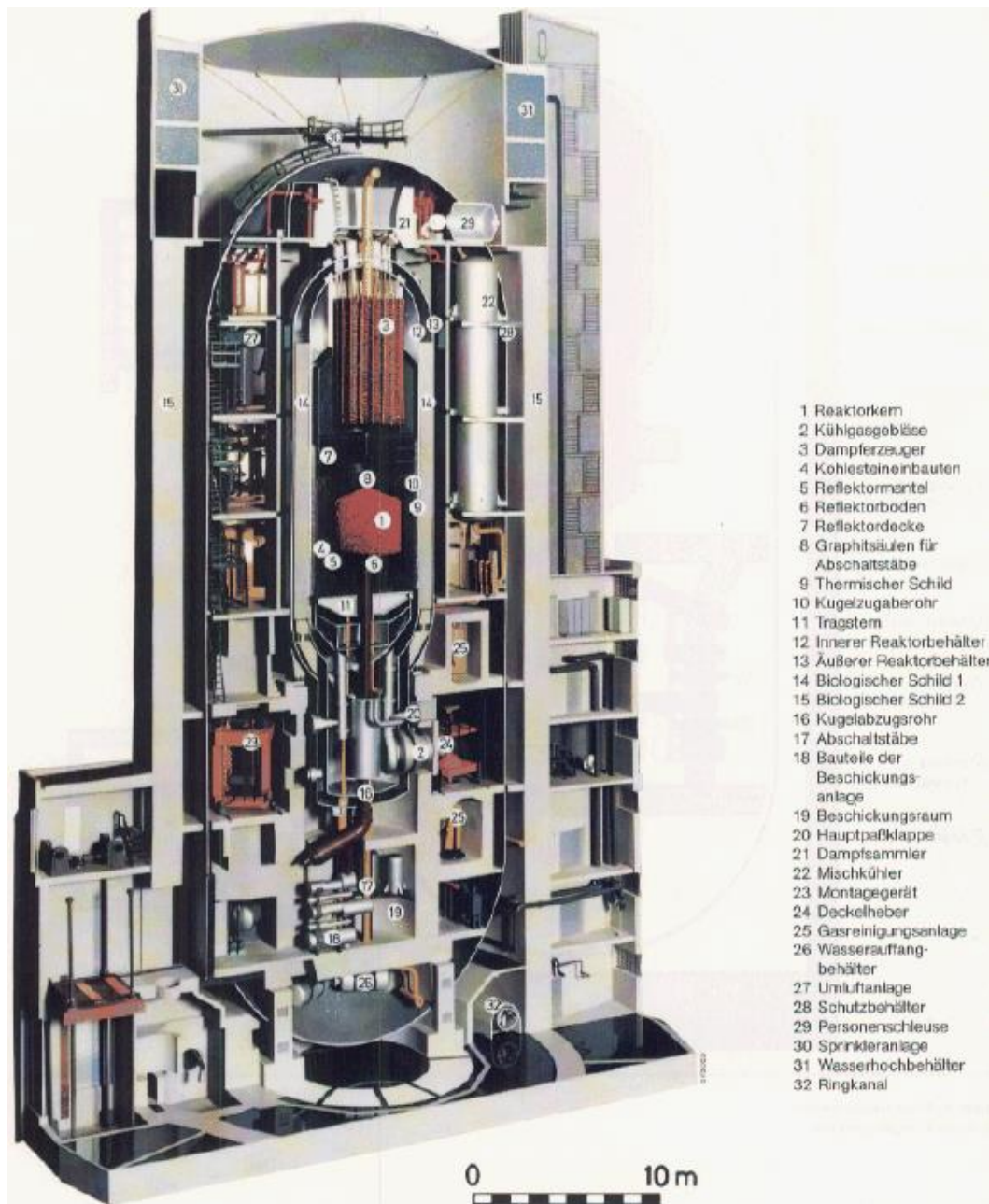


Abbildung 3.2: Längsschnitt durch das Reaktorgebäude /AVR 1987/

3.2.3 Kugelbrennelemente und Kugelhaufen

Abbildung 3.3 zeigt den Aufbau der Kugelbrennelemente.

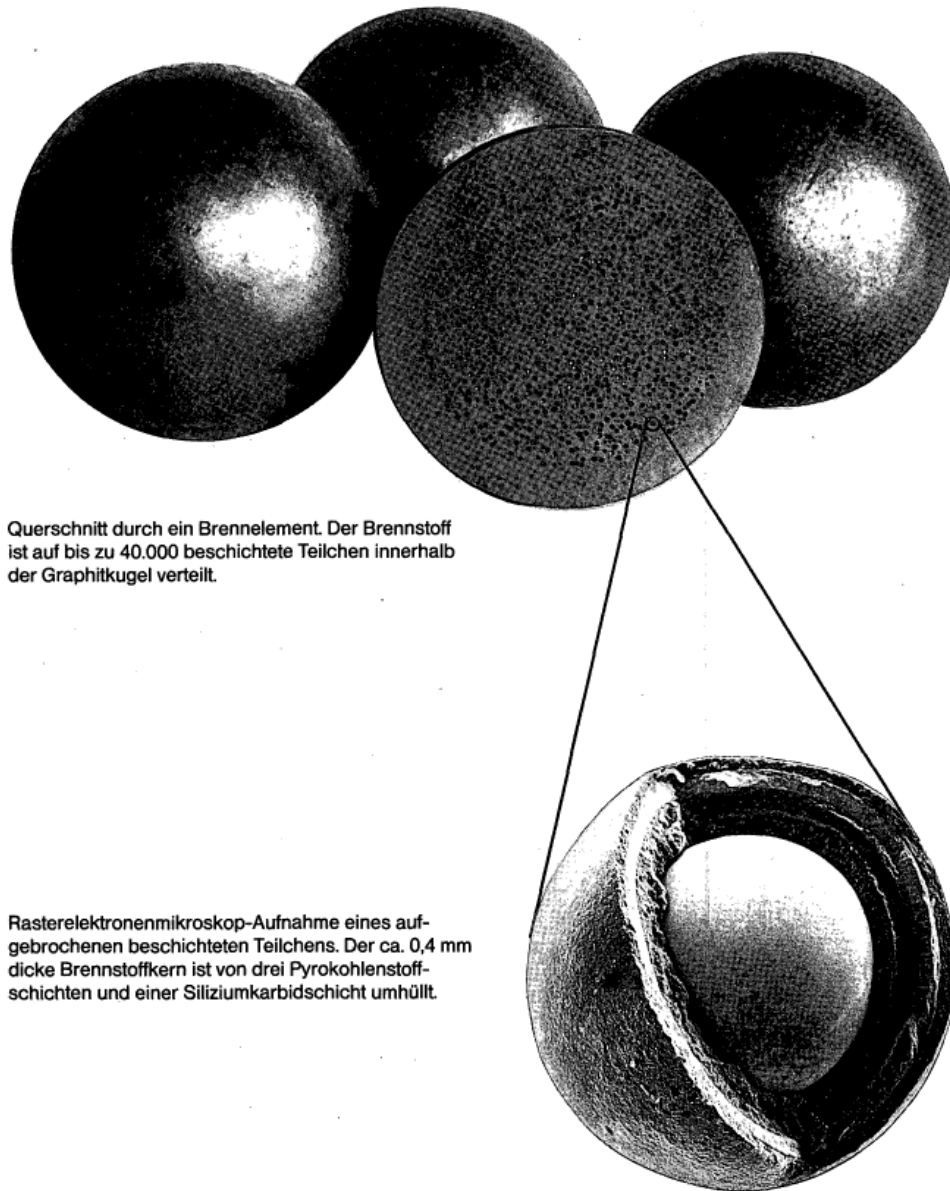


Abbildung 3.3: Aufbau eines Brennelements /AVR 1987/

Die Kugeln mit einem Durchmesser von 6 cm enthielten im Inneren bis zu einem Durchmesser von 5 cm die in Graphit eingebetteten beschichteten Brennstoffpartikel („Coated particles“) mit einem 0,2 mm bis 0,6 mm dicken Brennstoffkern. Dieser enthielt Uran bzw. Uran und Thorium in karbidischer oder oxidischer Form. Die Anreicherung des als Spaltstoff dienenden Uran-235 betrug je nach Brennelementtyp

zwischen 10 % und 93 %. Thorium diente in einigen Brennelementtypen als Brutstoff, aus dem Uran-233 durch Neutroneneinfang erzeugt wurde, das wiederum einen Spaltstoff darstellt. Die Beschichtung sollte die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten bis hin zu den höchsten Betriebs- und Störfalltemperaturen verhindern.

Die einzelnen Brennelementkugeln bildeten einen zylindrischen Kugelhaufen von 3 m Durchmesser und einer Höhe von 2,8 m. Die maximale Brennstofftemperatur im Innern der Kugeln sollte 1230 °C betragen, die maximale Oberflächentemperatur der Kugeln 1170 °C.

Die Zugabe der Kugeln erfolgte von oben auf den Kugelhaufen über fünf Zugaberohre, vier an der Peripherie und eines im Zentrum. Mittels einer kontinuierlichen Entnahme von Kugeln über ein Kugelabzugsrohr im Boden und eine Messeinrichtung wurde der erreichte Abbrand und Spaltstoffgehalt der Brennelemente ermittelt. Nicht genügend abgebrannte Elemente wurden anschließend dem Core wieder zugeführt.

Von der Seite ragten vier Graphitnasen in den Kugelhaufen, in deren Längsbohrung je ein Abschaltstab eingefahren werden konnte. Diese dienten dem betrieblichen An- und Abfahren, dem Einstellen der gewünschten Kühlgastemperatur sowie der Schnellabschaltung, nicht aber der Leistungsregelung. Die Reaktorleistung wurde mittels der Gebläsedrehzahl geregelt. Bruch und beschädigte Elementkugeln sammelten sich beim Abzug in einem Bruchbehälter, der, wenn er gefüllt war, ausgebaut oder abgesaugt wurde. Der Inhalt ging, wie die übrigen entnommenen Brennelemente, in die Heißen Zellen des Forschungszentrums Jülich.

Das Core besaß im heiß-kritischen Zustand bei voller Leistung keine Überschussreaktivität, wohl aber im kalten Zustand, in dem diese durch die Abschaltstäbe kompensiert werden musste. Da das Core untermoderiert ausgelegt war, wirkte sich eindringendes Wasser, etwa infolge eines Dampferzeugerschadens, in zweierlei Hinsicht - sowohl positiv als auch negativ - auf die Reaktivität aus. Die zusätzliche Moderation und die reduzierte mittlere Reichweite der Neutronen bewirkten einen Reaktivitätsanstieg, während die Neutronenabsorption im Wasserstoff eine Verringerung der Reaktivität verursachte.

4 Bewertungsgrundlagen

Die AVR-Expertengruppe stand bei ihren Untersuchungen und bei der Abfassung ihres Abschlussberichts vor der Aufgabe, eine Bewertung relevanter Aspekte aus der Betriebsgeschichte des AVR vorzunehmen. Im folgenden Kapitel soll allgemein dargestellt werden, welche Gesichtspunkte bei der Auswahl der von der AVR-Expertengruppe angelegten Bewertungsmaßstäbe von Relevanz waren. Detaillierte Ausführungen hierzu finden sich in den entsprechenden Fachkapiteln.

Die Bewertung soll stets das – teils weit in der Vergangenheit liegende – Umfeld bezüglich der Betrachtungsweisen und der Bewertungsmaßstäbe berücksichtigen. Begriffe wie „Sicherheitskultur“ und „Sicherheitsmanagement“ sind heute gängig, entsprechende Konkretisierungen haben auch Eingang in das kerntechnische Regelwerk gefunden, insbesondere /BMU 2012/ und /KTA 1402/. In der Betriebszeit des AVR waren solche Anforderungen in einer formalisierten Form dagegen noch nicht etabliert. Bei der Bewertung möglicher Defizite kann daher nicht mit formalen, kodifizierten Anforderungen abgeglichen werden, sondern die Beurteilung muss im Einzelfall erfolgen, wobei im Rahmen der hier durchgeführten Untersuchungen grundlegende Fragen zu klären sind. Solche Fragen sind insbesondere:

- Wann wurde ein technisches Problem erkannt?
- Hätte ein Problem (unter Umständen schon bei der Planung des AVR) vorhergesehen werden können oder gar müssen? Ab wann hätte es bekannt sein müssen?
- Waren die Reaktionen auf ein Problem geeignet, angemessen und schnell Abhilfe zu schaffen?
- Wurden die bestehenden administrativen und technischen Möglichkeiten beim Umgang mit Problemen ausgeschöpft?
- Wurden Probleme gegenüber der atomrechtlichen Aufsichtshörde insbesondere im Hinblick auf Deutlichkeit und Schnelligkeit angemessen kommuniziert?
- Wurden Forderungen und Auflagen der atomrechtlichen Aufsichtshörde in angemessenen Zeiträumen umgesetzt?

In vielen Bereichen bestanden aber auch in der Betriebszeit des AVR Anforderungen des gesetzlichen und des untergesetzlichen Regelwerks. Diese unterliegen einem zeitlichen Wandel und waren in ihrer jeweils gültigen Fassung bei der Bewertung heranzuziehen.

Anhand der nachfolgenden drei Beispiele wird das gewählte Vorgehen hier noch einmal dargestellt:

- Während des Betriebs kam es zu technischen Problemen, z. B. überhöhten Temperaturen im Core oder einer unerwartet hohen Primärkreiskontamination. Zur Bewertung der technischen Sachverhalte ist auf die Ursachen und möglichen Konsequenzen, die daraus noch hätten entstehen können, einzugehen.

Die Bewertung im Hinblick auf das Verhalten des Betreibers, der zuständigen atomrechtlichen Behörde oder der zugezogenen Gutachter beim Umgang mit diesen Problemen basiert auf den oben genannten Fragestellungen hinsichtlich der Entwicklung des Kenntnisstands und der gezogenen Konsequenzen.

- Das Melden von bestimmten Ereignissen an die Aufsichtsbehörde war während der Betriebszeit der Anlage vorgeschrieben, ab 1975 auf der Basis bundeseinheitlicher Kriterien und einer Zuordnung in Kategorien. Diese Meldekriterien wurden 1992 durch die Regelungen der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) abgelöst. Die Bewertung des Verhaltens bei Meldungen von Ereignissen basiert hier auf den zum jeweiligen Zeitpunkt geltenden Regeln.
- Anforderungen des Strahlenschutzes waren bei der Inbetriebnahme des AVR noch in der Ersten Strahlenschutzverordnung geregelt, die sich von der am 1.4.1977 in Kraft getretenen späteren Strahlenschutzverordnung inhaltlich stark unterschied. Der Bewertung werden die jeweils gültigen Fassungen der Verordnung zugrunde gelegt.

Auf dieser Basis wird hier eine objektive Bewertung angestrebt, ohne sich etwa darauf zurückzuziehen, dass etwas „in der damaligen Zeit durchaus üblich“ war.

5 Temperaturen im Primärkreis

In diesem Kapitel wird dargelegt, wann und in welchem Umfang während des Betriebs des AVR Temperaturen im Core geherrscht haben, die die berechneten und der Auslegung zu Grunde liegenden Temperaturen überschritten.

Dieser Aspekt ist einerseits als Teil der Betriebshistorie grundsätzlich von Interesse, andererseits sind auch die konkreten und potenziellen Konsequenzen dieser Temperaturfahrweise relevant. Sie erstrecken sich vor allem auf die Zusammenhänge

- Einfluss auf die Primärkreiskontamination,
- potenzielle Konsequenzen bei einem Wassereinbruch und
- Einfluss auf die radiologische Situation in der Umgebung der Anlage,

ohne dass allen diesen Zusammenhängen hier weiter vertieft nachgegangen werden konnte.

Für die genannten drei Zusammenhänge sind maßgebend im ersten Fall die Brennstofftemperatur, im zweiten Fall die Brennstoffkugel-Oberflächentemperatur und im dritten Fall beide.

Online zugänglich beim AVR, d. h. während des Betriebs kontinuierlich verfügbar, war jedoch die mittlere Gasaustrittstemperatur als abgeleitete Messgröße aus der Dampferzeugerleistung, der Kühlgaseintrittstemperatur, der Drehzahl und dem Differenzdruck der Kühlgasgebläse.

Thermoelement-Messungen im oberen thermischen Schild sollten der Bestimmung der mittleren Gasaustrittstemperatur dienen. Da diese keine auswertbaren Ergebnisse lieferten und zum Teil ausgefallen waren, wurden später Lanzen mit zusätzlichen Thermoelementen eingebaut.

Online-Temperaturmessungen im Reaktorcore waren nicht möglich.

Die Temperaturverteilung im Core wurde mittels numerischer Simulationsverfahren berechnet. Außerdem wurden die maximalen Gastemperaturen in drei Messkampagnen in den Jahren 1970, 1972 und 1986 mittels in Monitorkugeln eingebrachten Schmelzkörpern ermittelt.

Nachfolgend wird zum besseren Verständnis auf die komplexe Geometrie, Leistungs- und Temperaturverteilung im Core eingegangen. Anschließend werden zunächst in Kapitel 5.2 die am AVR verwendeten Methoden zur Ermittlung der Kühlgas- und Brennelementtemperaturen erläutert. Anschließend wird in Kapitel 5.3 der Sachverhalt zu den Temperaturüberhöhungen, soweit er sich aus vorliegenden Kenntnissen und Veröffentlichungen ermitteln lässt, dargestellt. In Kapitel 5.4 werden die wesentlichen Einflussfaktoren für die Temperaturverteilung diskutiert. Kapitel 5.5 stellt die bislang vorliegenden Einschätzungen zum Ausmaß und zu möglichen Ursachen der Temperaturüberhöhungen zusammen. Die Schlussfolgerungen der Expertengruppe hinsichtlich der Temperaturüberhöhungen folgen in Kapitel 5.6.

Kapitel 5.7 befasst sich mit der Frage von Konsequenzen der überhöhten Brennelementtemperaturen bei einem Wassereintritt in das Core.

5.1 Allgemeine Beschreibungen zur Geometrie, Leistungs- und Temperaturverteilung im Core

In einem Core mit einfacher Zylindergeometrie und ortsunabhängiger Spaltstoffkonzentration befindet sich das Neutronenfluss- und Leistungsdichte-Maximum in radialer und axialer Richtung in der Coremitte. Wenn das Kühlmittel das Core von unten nach oben durchströmt, erreicht es seine maximale Temperatur am Austritt an der oberen Zylinderfläche. Die maximalen Temperaturen an der Brennelementoberfläche am Übergang zum Kühlmittel und im Brennelementzentrum werden axial aus der Mitte nach oben verschoben auftreten. Je nach Leistungsdichte und Qualität der Wärmeübergänge wird sich bei Gaskühlung insbesondere die maximale Brennstofftemperatur nahe bei der Coremitte einstellen. Eine Umrechnung von einem zum anderen Maximalwert der Temperatur ist nur möglich, wenn die Leistungsdichtefunktion und die Wärmeübergänge bekannt sind. Eine Abschätzung mit einfachen Differenzen oder Verhältnissen ist selbst bei der einfachen Geometrie des Zylinders nicht möglich.

Die Core-Geometrie des AVR weicht in mehrfacher Hinsicht von der idealen Zylinderform ab. Das Core wird als 2-Zonen-Core betrieben. Die Brennstoffkugeln fallen über vier Zugaberohre auf das Außencore und durch ein zentrales Zugaberohr auf das Innencore (siehe Abbildung 5.1 und auch Abbildung 5.2, weiter unten). Zur Leistungsabflachung werden die frischen Kugeln auf den Außenbereich zugegeben. Kugeln mit einem höheren Teilabbrand gelangen über das zentrale Zugaberohr in das Innencore. Außerdem werden unterschiedliche Anteile von Moderatorkugeln ohne Brennstoff zugegeben. Der Boden des Cores ist kegelförmig mit einem Böschungswinkel von 30° ausgebildet, damit die Brennstoffkugeln zu einem zentrisch angeordneten Abzugsrohr fließen.

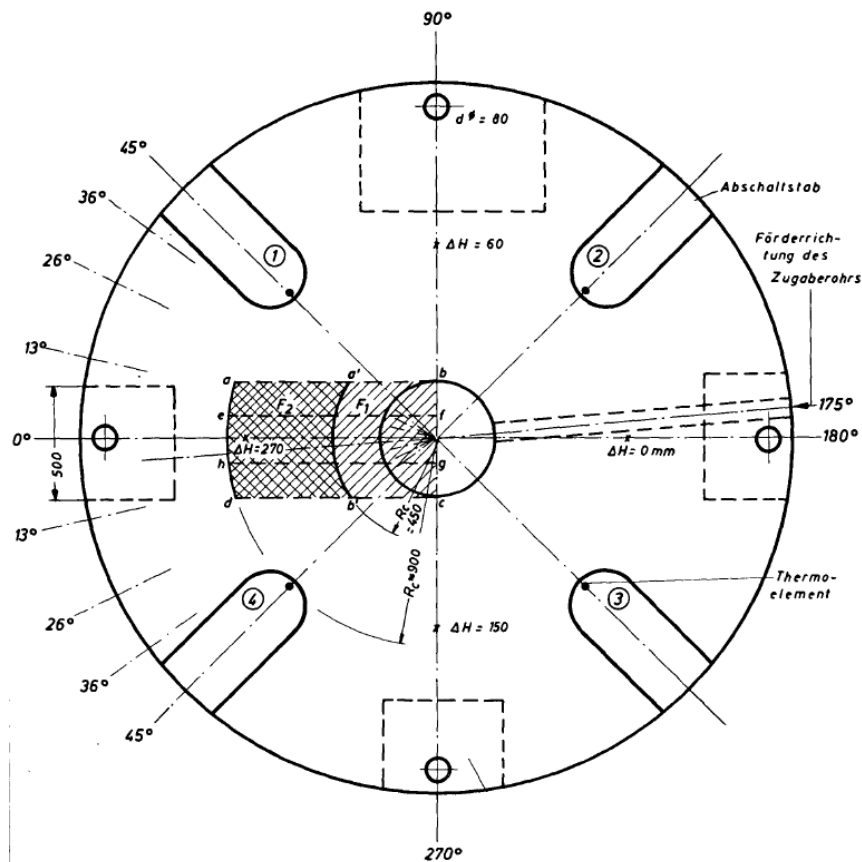


Abbildung 5.1: Radiale Verteilung der Zugaberohre und der Graphitnasen /Ramadan 1974, S. 161/

Es werden also frische oder nur teil-abgebrannte Brennstoffkugeln mit hoher Spaltstoffkonzentration von oben zugeladen. Das Leistungsmaximum verschiebt sich demnach nach oben, ist aber immer noch etwa 1,4 m unter der Coreoberfläche. Weiterhin befindet sich im 2-Zonen-Core die höhere Spaltstoffkonzentration im Außencore. Am Übergang vom Innen- zum Außencore entsteht eine Leistungsspitze. Je nach dem Beladeverhältnis zwischen den beiden Corehälften und Übergangsradius kann diese Leistungsspitze mehr oder minder ausgeprägt sein. Durch den Reflektor wird die Leistung am Corerand angehoben.

Zwischen der idealen Coreoberkante und dem Deckenreflektor besteht ein freier Raum von 0,7 m Ausdehnung. Der Bodenreflektor ist durch das Kugelabzugsrohr und Gaszufuhrschlitze unterbrochen. Die Reflektoreigenschaften axial und radial wirken sich unterschiedlich aus.

Vier Absorberstäbe bewegen sich in vertikalen Graphitnasen. Das Zentrum der Stäbe liegt auf einem Teilkreis mit einem Durchmesser von 2 m. Graphitnasen und Absorberstäbe ragen nicht nur geometrisch, sondern auch nuklear in den Corebereich.

An der Spitze reduzieren sie die Spaltstoffkonzentration und erhöhen den Ausfluss von schnellen Neutronen. Ein Teil davon erreicht im Graphit ohne Verluste beim Abbremsen den thermischen Zustand und kann wieder ins Core zurück gelangen, um mit hoher Wahrscheinlichkeit Spaltungen auszulösen. Die Folge sind lokale Leistungsspitzen.

Weitere Abweichungen von der idealen Geometrie bilden die axialen Abschlüsse, insbesondere die Kugelschüttungskegel unter den Zugaberohren. Innerhalb der Schüttkegel folgt das Helium einem längeren Weg durch das Core und wird stärker aufgeheizt. Das zentrale Zugaberohr fördert unter einem Winkel von 175° die Kugeln ins Core. Es bildet sich ein Schüttkegel, dessen Spitze zum Abschaltstab 4 hin versetzt ist /Ramadan 1974/.

Diese Sachverhalte oder Auswirkungen werden erst durch nukleare als auch thermohydraulische 3-D-Simulations-Rechnungen darstellbar, wie die folgenden Abschnitte zeigen. Unterschiede zu früheren Simulationsrechnungen mit wegen der Rechnerkapazitäten vorgenommenen Vereinfachungen werden aufgezeigt.

Darüber hinaus wurden im AVR gleichzeitig mehrere Kugeltypen mit unterschiedlichen Spaltstoffkonzentrationen eingesetzt. Die Brennstoffkugeln sollten, nachdem sie über die Schüttkegel über das Core verteilt auftrafen, je nach Durchlaufzeit auf bestimmten Bahnen das Core durchlaufen. Die Zuordnung zu den Bahnen wurde zuvor durch Experimente analysiert. Es zeigte sich jedoch, dass die Zuordnungen aus den Experimenten nicht auf die Bedingungen im Reaktor übertragen werden konnten

5.2 Messtechnische und rechnerische Methoden zur Temperaturermittlung von Kühlgas und Brennelementen

Der AVR wurde ursprünglich für eine mittlere Gasaustrittstemperatur von 850°C ausgelegt, zunächst aber mit niedrigeren Temperaturen betrieben. 1974 wurde die Genehmigung zur Erhöhung der mittleren Gasaustrittstemperatur auf 950°C erteilt. Damit sollte der Nachweis für Betriebstemperaturen zur Prozesswärmeerzeugung erbracht werden. Außer diesen betrieblich vorgesehenen Temperaturerhöhungen gab es Temperaturüberhöhungen. Bei letzteren sind zwei Phasen belegt, für die eine erklärende Ursache von den Betreibern gefunden wurde, so dass entsprechende Gegenmaßnahmen vorgenommen wurden. Die Temperaturüberhöhung, die sich aus den Monitorkugelmessungen 1986 ergab, veranlasste eine Temperaturabsenkung, ohne dass eine eindeutige Ursache während der Betriebszeit des AVR aufgezeigt werden konnte. Ebenso wenig konnte der zeitliche Beginn der Überhöhung erklärt werden.

Im Folgenden wird der Zugang zu den verschiedenen Temperaturwerten im Reaktor bzw. Core aufgezeigt. Dazu werden die Messwerte der Thermoelemente in den

oberen Reflektor- und Kohlesteinlagen im Vergleich zu Simulationsergebnissen für diesen Bereich gezeigt.

Des Weiteren werden die drei Messkampagnen zur Ermittlung der maximalen Gas-temperaturen mittels in Monitorkugeln eingebrachten Schmelzkörpern erläutert.

Es folgen weiter die bereits angesprochenen Simulationsrechnungen mit Temperaturverteilung im Core sowie am Coreaustritt integriert die mittlere Gasaustrittstemperatur. Hierbei ergibt sich auch ein Einblick in die zeitliche Entwicklung und Qualität der Simulationsrechnungen.

5.2.1 Messtechnische Methoden

Messung mit Thermoelementen

Zur messtechnischen Erfassung der Kühlgasaustrittstemperatur waren Thermoelemente vorgesehen, die in dem aus drei Graphit- bzw. Kohlesteinlagen aufgebauten Coredeckel bzw. Deckenreflektor angeordnet waren (vgl. Abbildung 5.2). Pro Ebene kamen neun Thermoelemente zum Einsatz.

Eine genaue Erfassung der Kühlgasaustrittstemperatur oder des Temperaturprofils war allerdings mit dieser Anordnung nicht möglich, da auf Grund des Abstands zur Coreoberfläche bereits eine erhebliche Durchmischung des Kühlgases stattgefunden hatte, bevor die Temperatur von den Thermoelementen erfasst wurde. Entsprechende Hinweise finden sich beispielsweise in /Ramadan 1974/. Ferner wird dort darauf hingewiesen, dass beim Einbau bzw. beim Reaktorbetrieb 30 % der verfügbaren Thermoelemente ausfielen. Außerdem wurde aufgrund von Messergebnissen vermutet, dass die verbleibenden Thermoelemente wegen mechanischer und strahlungsbedingter Beanspruchungen möglicherweise keine genauen Werte lieferten.

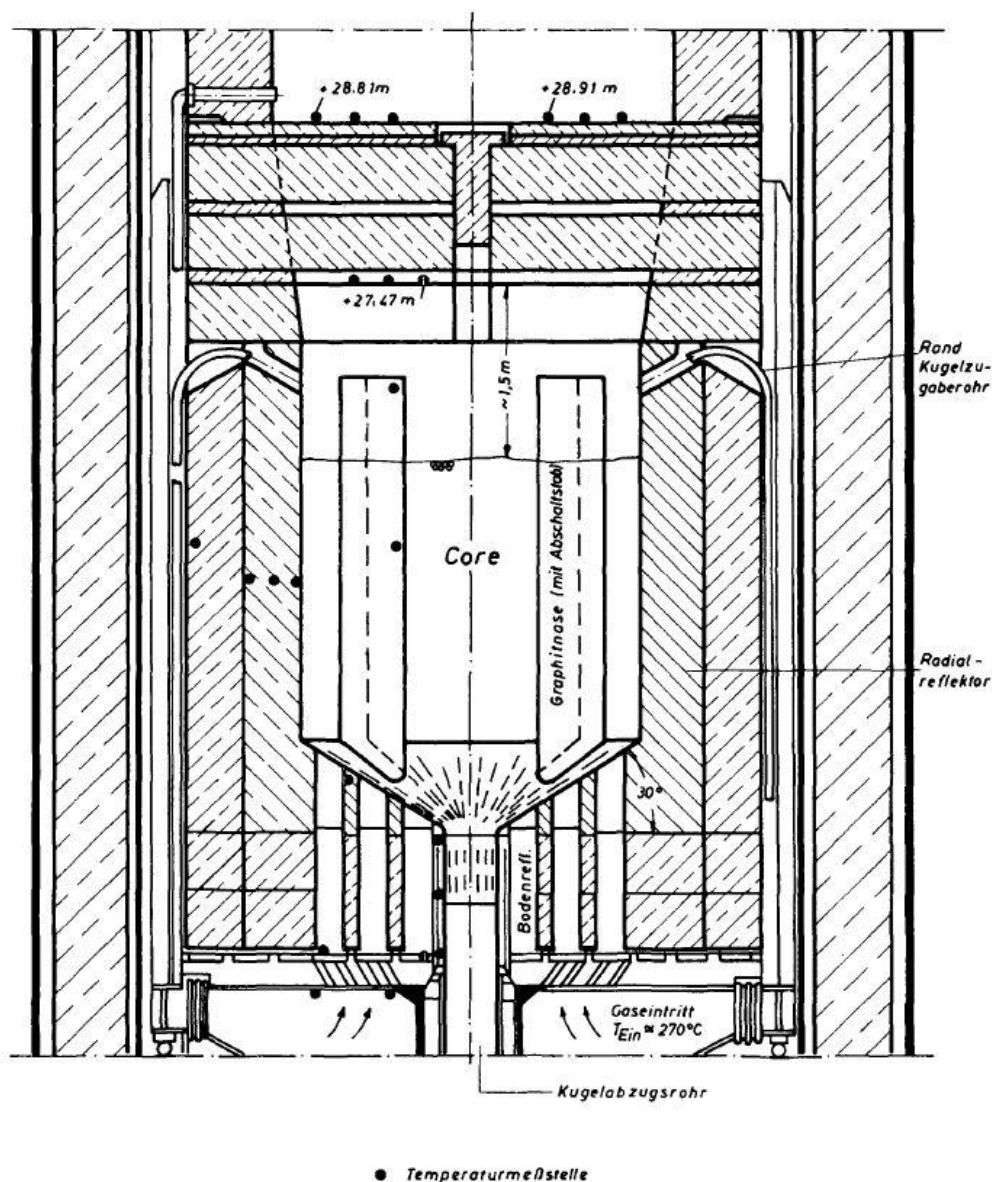


Abbildung 5.2: Vertikale Anordnung der Temperaturmessstellen im Reaktor /Ramadan 1974/

Gemäß /Verfodern 1983/ wurden im April 1978 in der obersten Schicht des Deckenreflektors zwei mit Thermoelementen bestückte Temperaturmesslanzen auf verschiedenen azimuthalen Positionen installiert, um die radialen Gasaustrittstemperaturprofile zu messen. Die Abbildung 5.3 zeigt in einem schematischen Querschnitt des Reaktors die beiden Messpositionen bei 5° und 245° (durchgezogene Linie). Sie zeigt weiterhin – als gestrichelte Linie – die um 10° versetzten Positionen der Ansaugschlitze in der untersten Deckenschicht, welche den Messpositionen am nächsten gelegen sind.

Wie der Abbildung zu entnehmen ist, befindet sich die eine Messlanze im Bereich der Spitze des Außenschüttkegels, während die andere in dem Kühlgasstrom liegt, welcher von der Graphitnase beeinflusst worden ist.

Die gemessenen Gastemperaturprofile ergeben für beide azimutale Positionen eine gute Übereinstimmung im Innencore. Von der Spitze der Graphitnasen ab nach außen divergieren die Temperaturverläufe. Dabei wurden die höheren Temperaturen an der Position 245 ° (Nähe Graphitnasen) gemessen.

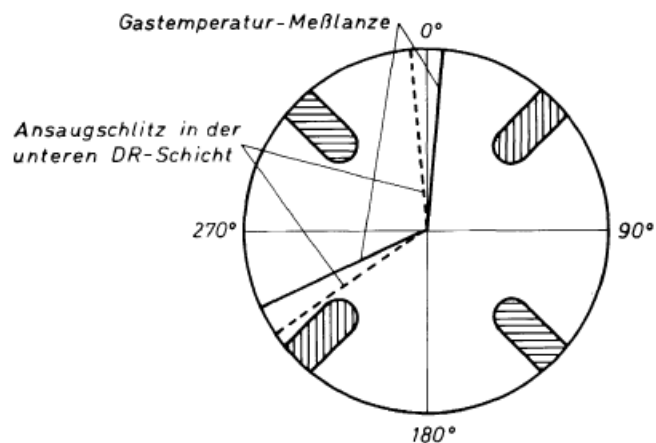


Abbildung 5.3: Positionen der Temperaturmessstrecken und der dafür relevanten Ansaugschlitz in der untersten Deckenreflektorschicht /Verfodern 1983/

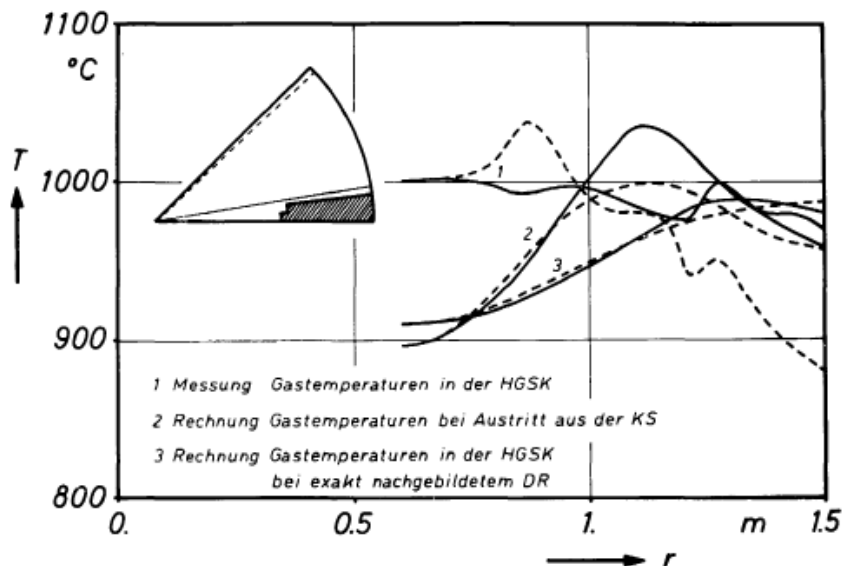


Abbildung 5.4: Gegenüberstellung gemessener und gerechneter Gasaustrittstemperturprofile, Rechnungen mit THERMIX-3D /Verfodern 1983/

In der Abbildung 5.4 fällt auf, dass das Temperaturniveau bei den errechneten Kurvenpaaren (Nummern 2 und 3) (Rechnungen mit THERMIX-3D) im Innencore um etwa 100 °C unter dem des gemessenen (Kurvenpaar 1) liegt. Im Außencore liegt der gemessene Temperaturverlauf im Bereich des Außenschüttkegels weit niedriger als die gerechneten Kurven. Im Bereich des Außencores lässt sich in allen drei Kurvenpaaren die Tendenz erkennen, dass die höheren Gastemperaturen trotz der dort vorhandenen geringeren Kugelschüttungshöhe an der Längsseite der Graphitnase auftreten. Ebenso zeigt sich in allen Fällen die umgekehrte Tendenz in Höhe der „Nasenspitze“, nämlich die niedrigeren Gastemperaturen in ihrer unmittelbaren Nähe. Die Temperaturvarianz um die Graphitnasen wird in /Verfodern 1983/ ausführlich diskutiert. Auf die höhere Gastemperatur über dem Innencore wird nicht näher eingegangen.

In-Core-Temperaturmessungen mit Schmelzkörpern

Da die Bestimmung der Kühlgastemperatur mittels Thermoelementen und rechnerischer Verfahren mit Unsicherheiten behaftet war, wurden während des Betriebs des AVR ergänzend Messungen mit einem In-Core-Verfahren durchgeführt.

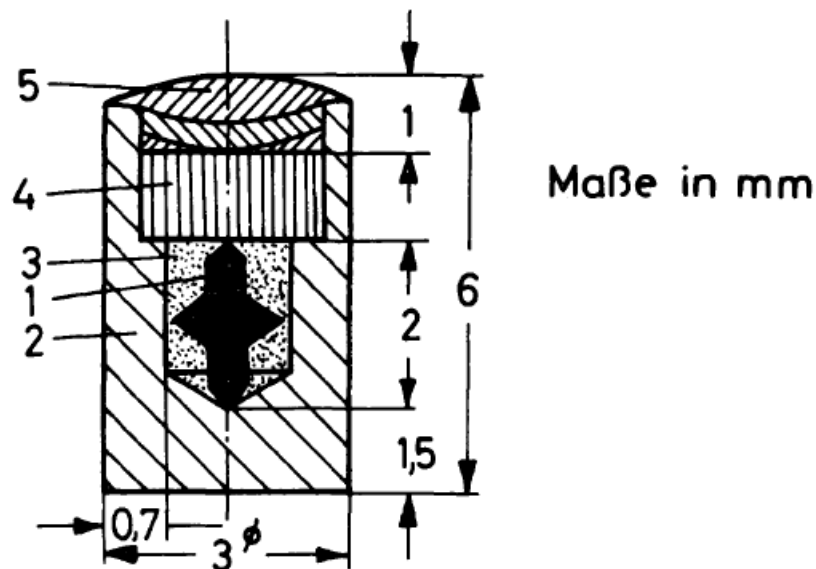
In drei Messreihen wurden Monitorkugeln (auch als Moderatorkugel oder Messkugel bezeichnet) mit Schmelzkörper durchgeführt und diese durch den Reaktor geschleust:

- | | |
|---|-----------------------|
| 1. 30.10.1970 mit | 16 (15 ausgewertet) |
| Moderatorkugeln (die 16te Kugel wurde erst 1 Jahr danach ausgeschleust) | |
| 2. 8.2.1972 und 10.2.1972 mit | 40 (25 ausgewertet) |
| Moderatorkugeln | |
| 3. 23.09.1986 mit | 190 (143 ausgewertet) |
| Moderatorkugeln | |

Das Schmelzkegelmessverfahren ist aus anderen technischen Bereichen, wie z. B. der keramischen Industrie, gut bekannt. Als Schmelzkörper wurden für die AVR-Monitorkugeln Metalle verwendet. Für das Innencore wurden in Moderator- und Brennstoffkugeln Temperaturen von 700 °C bis 1300 °C erwartet /Presser 1972/. Hierfür sind verschiedene reine Metalle brauchbar. Feiner unterteilte Messbereiche ergeben sich mit binären Metalllegierungen, deren Solidus-/Liquidusbereiche im gewünschten Temperaturfenster liegen. Die metallischen Schmelzkörper wurden in Al₂O₃-Kapseln umschlossen und in Bohrungen in den Graphitkugeln eingesetzt. Die Graphitkugeln waren abgeplattet, so dass sie in dem Bruchabscheider aussortiert werden konnten. Die Al₂O₃-Kapseln schützten die Metallkörper gegen Reaktionen mit Graphit. Der Einbau der Schmelzkörper erfolgte unter einer Wasserstoffatmosphäre, um Anlaufschichten an den Oberflächen zu vermeiden (vergleiche Abbildung 5.5). Die Materialien wurden so ausgewählt, dass ihre nuklearen Eigenschaften die der Moderatorkugeln möglichst wenig veränderten. Bei geringer Moderatorleistung sollten die Kugeltemperaturen nahe an der Gastemperatur liegen.

Die maximale Temperatur, die eine Monitorkugel erfahren hat, liegt zwischen der Temperatur, bei der noch ein Kegel aufgeschmolzen ist, und der nächsthöheren Schmelztemperatur eines noch nicht aufgeschmolzenen Kegels. Ist der Kegel mit der höchsten Schmelztemperatur aufgeschmolzen, so lässt sich diese Temperatur nur als Mindesttemperatur feststellen.

Die Monitorkugeln wurden wie Brennstoffkugeln auf den Kugelhaufen gegeben. Sie waren damit der Temperatur ausgesetzt, bis zu der das Kühlgas maximal aufgeheizt war. Bei einer Kugelumlagerungsrate von 500 Kugeln pro Tag waren die Kugeln nach ca. 100 Stunden so weit nach unten in den Kugelhaufen eingedrungen, dass sie den Bereich der maximalen Gastemperatur verlassen hatten. Da die Austrittstemperatur des Kühlgases ortsabhängig war, wurde mit der Monitorkugel die Gastemperatur am Ort ihres Eintauchens in den Kugelhaufen gemessen. Die Temperatur der Monitorkugel lag etwas über der umgebenden Gastemperatur. Dies folgt aus der Wärme-freisetzung durch Neutronenbremsung im Graphit sowie Wärmestrahlung und Wärmeleitung aus den umgebenden Brennstoffkugeln. Die Differenz der Temperaturen zwischen einer Monitorkugel und dem umgebenden Gas wurde mit höchstens 5 °C angegeben. Die Schmelzkörper, da aus Metall, erfuhren eine γ -Heizung und wiesen eine Temperatur um 4 °C über der der Monitorkugeln auf [Presser 1972, S. 48]. Die Temperatur an der Oberfläche einer Brennstoffkugel lag im Bereich der höchsten Gastemperaturen etwa 12 °C über der der Gastemperatur.



1 - Schmelzkörper, 2 - Tiegel, 3 - Wasserstoff,

4 - Stopfen, 5 - schichtweise verspachtelte Keramikmasse

Abbildung 5.5: Schnitt durch eine Kapsel aus Aluminiumoxid [Presser 1972/

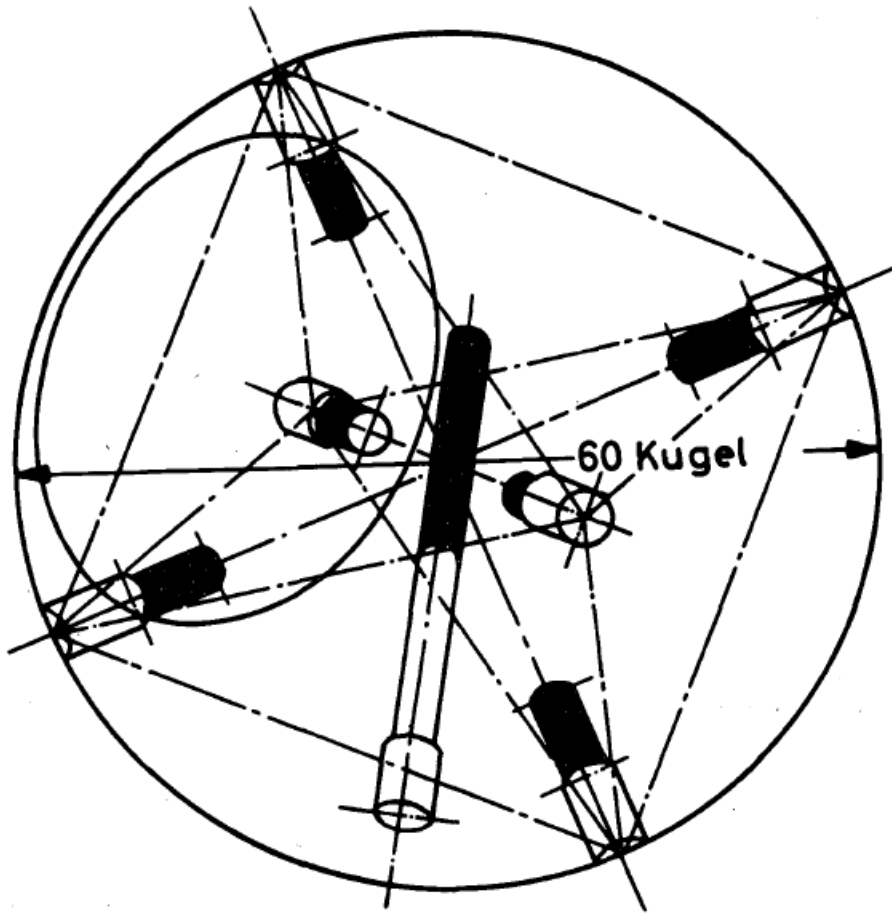


Abbildung 5.6: Position der Schmelzkörper in Bohrungen der Monitorkugel
/Presser 1972/

Schmelzkörper, Ummantelung und Auszählverfahren wurden von Messreihe zu Messreihe verbessert.

/Ramadan 1974/ verwendete Monitorkugeln, die um die Schmelzkörperpositionen durchgehende Gaskanäle besaßen. Die Schmelzkörper bestanden aus dünnen Drahtstücken. Mit beiden Maßnahmen kamen die ermittelten Temperaturen noch näher und auch schneller an die umgebenden Gastemperaturen heran. Abweichungen von der Gastemperatur durch γ -Heizung und Aktivierungen in den Schmelzkörpern wurden untersucht und galten als vernachlässigbar. Der Einfluss von benachbarten Brennelementkugeln wurde bei der in Abbildung 5.7 gezeigten Kugelvariante auf $+10\text{ °C}$ geschätzt. Für eine andere Kugelkonstruktion wurden 29 °C angegeben.

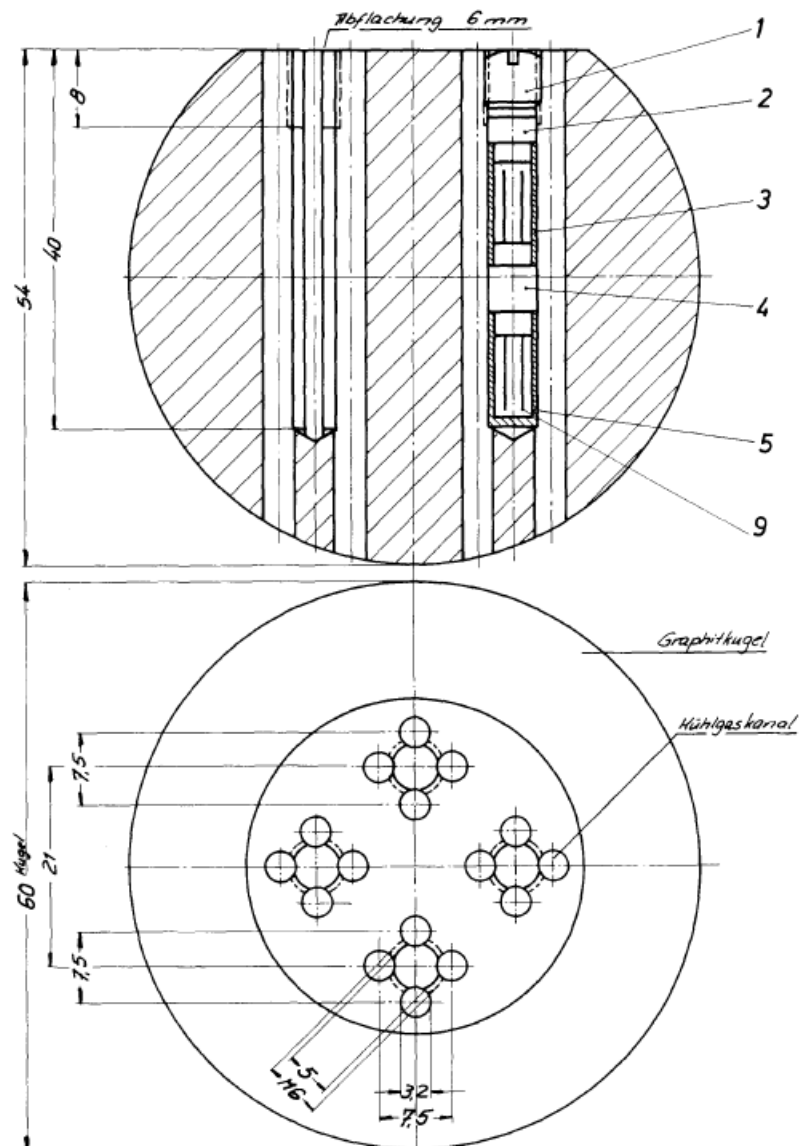


Abbildung 5.7: Querschnitt durch die Monitorkugeln von Ramadan mit Gaskanälen um die Schmelzkörperpositionen; diese enthalten die Schmelzkörper in Drahtform in Quarzhüllen

Ramadan baute eine neue Bruchkammer, mit der der Zeitpunkt der Ausschleusung der Monitorkugeln festgehalten wurde, woraus dann auf die Kugelbahn durch das Core geschlossen wurde.

/Derz 1988/ und /Derz 1990/ beschreiben die 3. Messreihe mit Schmelzkörpern von 1986. Sie verwendeten ebenfalls Metalldrähte in Quarzampullen, die jedoch in einen Graphitstopfen in einer Graphitkugel eingesetzt waren. Kühlkanäle waren nicht vorhanden. Angaben über die nukleare Heizung und die Temperaturdifferenz zum Kühlgas wurden dort nicht gemacht.

Die wesentlichen Ergebnisse der Messungen sowie Vergleiche mit berechneten Werten sind in Kapitel 5.3 dargestellt.

5.2.2 Simulationsrechnungen

Die Berechnung des Temperaturfeldes im Core setzt die Bestimmung der Leistungsdichteverteilung voraus. Mehrfach diskretisierte 3D-Rechnungen standen in den ersten Jahren des Kugelhaufenreaktors nicht zur Verfügung, sondern wurden erst im Laufe der Zeit entwickelt und zum Einsatz gebracht (siehe dazu /Ziermann 1997, S. 247ff/).

In den Jahren 1969 bis 1981 wurde der als AVR-70 bezeichnete Rechenzyklus verwendet. Ebenso wie der ab 1981 verwendete Programmzyklus AVR-80 beruhten die Simulationen auf einem 2D-Code, der verschiedene Vereinfachungen bei der Modellierung der Coregeometrie und des Fließverhaltens der Brennelementkugeln erforderte. Im Programmzyklus AVR-80 konnten verschiedene Verbesserungen in der Modellierung realisiert werden. Weitere Verbesserungen konnten mit dem dreidimensionalen Simulationsverfahren AVR-3D erreicht werden, das 1984 erstmals vorgestellt wurde.

Eine exemplarische Gegenüberstellung der berechneten Temperaturen für eine Reaktorleistung von 46 MW und eine mittlere Gasaustrittstemperatur von 850 °C bei einer Eintrittstemperatur 265 °C zeigt Tabelle 5.1 **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** Für die gegebenen Randbedingungen ergibt sich mit dem Programmsystem AVR-80 eine Erhöhung der maximalen Gastemperatur um 41 °C und der maximalen Temperatur der Brennelementoberfläche um 49 °C gegenüber AVR-70.

Unter Anwendung der hier ausgewiesenen Temperaturspreizung, d. h. der Differenz zwischen Ein- und Austrittstemperatur, würde sich bei einer mittleren Gasaustrittstemperatur von 950 °C eine maximale Gastemperatur von etwa 1048 °C ergeben.

Tabelle 5.1: Vergleich der mit AVR-70 und AVR-80 berechneten Temperaturen /Wagemann 1982/

	Zahlenwert		Dimension
	AVR-70	AVR-80	
Randbedingungen			
Thermische Reaktorleistung	46	46	MW
mittlere Gaseintrittstemperatur	265	265	°C
mittlere Gasaustrittstemperatur	850	850	°C
Berechnete Werte			
maximale Kugelleistung	1,52	1,29	kW
mittlere Kugelleistung	0,48	0,48	kW
mittlere Moderatortemperatur	644	626	°C
mittlere Brennstofftemperatur	662	642	°C
maximale Gastemperatur	893	934	°C
maximale BE-Oberflächentemperatur	940	989	°C
maximale Brennstofftemperatur	1002	1041	°C
Druckabfall des Kühlgases im Core	0,049	0,060	bar

Weitere Verbesserungen der Modellierung der Leistungsdichteverteilung im Reaktor konnten mit Einführung des AVR-3D-Codes erreicht werden, der es z. B. ermöglichte, die Graphitnasen und Abschaltstabführungsrohre in der Modellierung der Reaktorgeometrie zu berücksichtigen.

Auf Basis der ermittelten Leistungsdichteverteilungen konnte dann mit dem thermodynamischen 3D-Code THERMIX die Temperaturverteilung berechnet werden.

Die mit AVR-3D ermittelten maximalen Gasaustritts- und Oberflächentemperaturen der Brennelemente zeigten noch deutlich höhere Werte im Vergleich zu den mit AVR-80 berechneten Ergebnissen.

Tabelle 5.2 stellt Ergebnisse zusammen, die für eine thermische Reaktorleistung von 46 MW sowie mittlere Gasein- und -austrittstemperaturen von 265 °C (AVR-70 und AVR 80) bzw. 266 °C (AVR-3D) und 850 °C ermittelt wurden.

Tabelle 5.2: Vergleich der mit verschiedenen Rechencodes ermittelten maximalen Gasaustrittstemperatur und der maximalen Brennelement-Oberflächentemperatur (Daten aus /Wagemann 1981/ und /Grotkamp 1984/)

	AVR-70	AVR-80	AVR-3D
maximale Gasaustrittstemperatur	893 °C	934 °C	1014 °C
maximale Brennelement-Oberflächentemperatur	940 °C	989 °C	1074 °C

Bei der Berechnung mit AVR-3D ergibt sich bei der zugrundeliegenden Temperaturspreizung von 266 °C zu 850 °C eine maximale Gastemperatur von 1014 °C. Wird dazu eine mittlere Austrittstemperatur mit 950 °C angenommen, so würde die maximale Gastemperatur etwa 1142 °C betragen.

Hinsichtlich des radialen Verlaufs der Temperaturverteilung ergaben sich zwischen den Rechencodes AVR-80 und AVR-3D keine wesentlichen Unterschiede, wie Abbildung 5.8 zeigt.

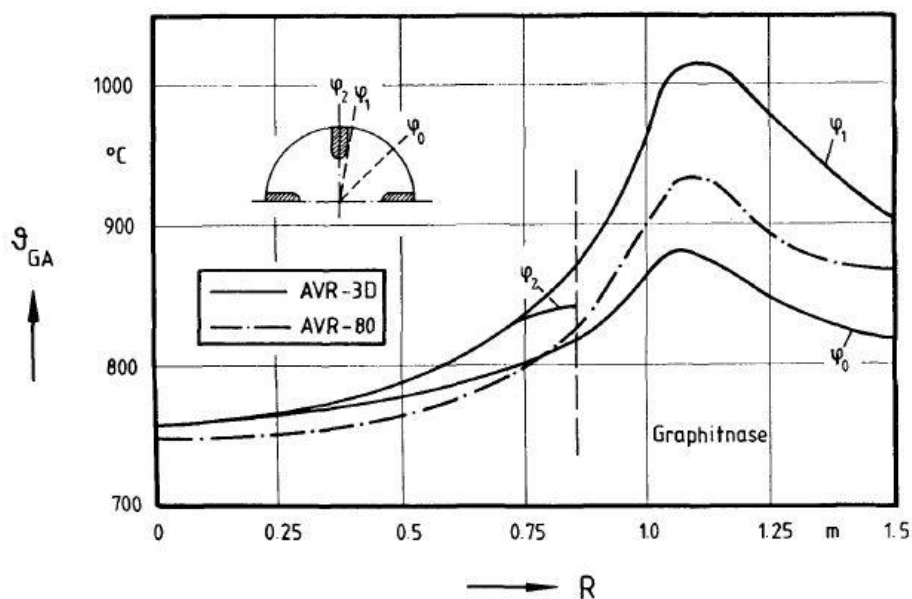


Abbildung 5.8: Vergleich des radialen Verlaufs der Temperaturverteilung für die Berechnung mit den Rechencodes AVR-80 und AVR 3D, aus /Grotkamp 1984/

5.3 Sachverhalt zu den Temperaturüberhöhungen

Auf Grundlage der vorliegenden Daten und Kenntnisse lässt sich das Ausmaß der Temperaturüberhöhungen der Brennelemente im AVR nur sehr eingeschränkt ermitteln. Dies ist darin begründet, dass die Brennelementtemperaturen nicht direkt

gemessen werden konnten und Vorstellungen über die Temperaturverteilung im Reaktor nur auf Modellierungen basierten.

Die im Jahr 1986 durchgeführte Messserie mit Monitorkugeln innerhalb des Cores zeigte eindeutige Überschreitungen der bis dahin mittels Simulationsrechnungen ermittelten Maximaltemperaturen des Kühlgases auf den Wanderbahnen der Kugeln.

Zwischen der 1972er und der 1986er Messkampagne waren erhebliche Veränderungen in der Betriebsweise des AVR vorgenommen worden, insbesondere:

- stetige Änderungen der im Einsatz befindlichen Brennelement-Typen,
- Anhebung der Kühlgasaustrittstemperatur auf 950 °C im Februar 1974,
- Umstellung des Beladeverhältnisses zwischen Innen- und Außencore zwischen 1972 und 1982.

Zu den Temperaturverhältnissen zwischen 1972 und 1986 liegen nur Simulationsrechnungen vor. Die Unterschätzung der Maximaltemperatur in der 1986er Messreihe zeigt jedoch, dass zumindest zeitweise lokale Temperaturüberhöhungen im Reaktor vorgelegen haben, die durch die Simulationsrechnungen nicht festgestellt wurden. Nachfolgend wird zunächst auf die Messreihe des Jahres 1986 eingegangen, da diese aufgrund der gegenüber 1972 höher eingestellten Kühlgastemperatur von besonderer Bedeutung ist. Im Anschluss werden die Messreihen der Jahre 1970 und 1972 diskutiert.

Messreihe 1986

Die nachfolgenden Ausführungen zu dem im Jahr 1986 begonnenen Messprogramm basieren im Wesentlichen auf dem Bericht /Derz 1988/.

Im Rahmen eines Versuchsprogramms am AVR wurden am 23. September 1986 190 Monitorkugeln in das Core eingegeben. Diese Monitorkugeln enthielten jeweils 20 Schmelzdrähte mit abgestuften Schmelzpunkten, wobei der Maximalwert auf 1280 °C festgelegt wurde, da keine höheren Gastemperaturen erwartet worden waren.

Ab dem 1. September 1986 war der Reaktor bei voller Leistung stufenweise auf eine mittlere Austrittstemperatur von 950 °C gefahren worden. Diese Temperatur war einen Tag vor der Zugabe der Monitorkugeln erreicht worden. Der Reaktor wurde bis zum 28. Oktober 1986 mit konstanter Leistung und Temperatur gefahren. In dieser Zeit sollten die Kugeln auf der zentralen Coreachse um 70 cm in das Core eingetaucht sein. Alle Kugeln sollten danach den Bereich der maximalen Temperaturen passiert haben. Die erste Kugel wurde am 12. September 1987 am Kugelabzugsrohr registriert, bis Mitte 1988 hatten 143 Kugeln das Core verlassen und wurden ausgewertet /Derz 1990/.

Bei der Auswertung der Messungen zeigte sich, dass der Maximalwert der Temperatur bei mehr als 15 % der entladenen 143 Monitorkugeln überschritten worden war.

In /Derz 1990/ sind die gemessenen Temperaturen tabellarisch zusammengestellt. Danach zeigten 19 Kugeln mit Schmelzkörper eine Temperatur von mehr als 1280 °C an. Fünf dieser Kugeln waren in das Innencore gegeben worden und zwölf in das Außencore, wovon vier mit einem Fragezeichen markiert waren. Neben der tabellarischen Darstellung enthält der Bericht /Derz 1990/ die in Abbildung 5.9 gezeigte graphische Darstellung, der zufolge 21 Monitorkugeln Temperaturen von mehr als 1280 °C aufwiesen. Der Bericht /Derz 1990/ ist insofern in sich, als auch gegenüber anderen Berichten (z. B. /Nabielek 2013/) widersprüchlich.

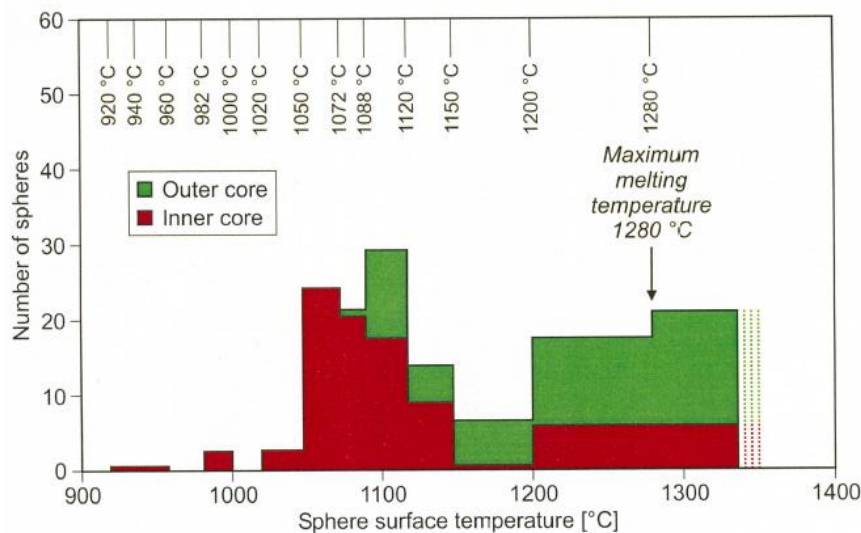


Abbildung 5.9: Anzahl von Monitorkugeln mit den jeweils gemessenen Maximaltemperaturen /Derz 1990/

Zur Überprüfung der Liquidustemperaturen der Schmelzkörper wurden Nachbestrahlungsuntersuchungen vorgenommen. Ein Vergleich mit unbestrahlten Schmelzkörpern ergab jedoch keine wesentlichen Abweichungen, die das Ergebnis verändert hätten. Die oben genannten Gastemperaturen von über 1280 °C blieben damit bestätigt.

Ferner ist festzustellen, dass während der Zeit, in der sich die Monitorkugeln bei einer mittleren Gasaustrittstemperatur von 950 °C im Reaktor befanden, keine erhöhten Freisetzen von Spaltprodukten verzeichnet wurden. Daraus kann geschlossen werden, dass sich die erhöhten Temperaturen nicht erst in der Betriebsphase nach Zugabe der Monitorkugeln einstellten, sondern dass entsprechende Betriebsbedingungen bereits seit längerer Zeit vorgelegen haben mussten.

Vergleich mit berechneten Temperaturen

Nach den Simulationsrechnungen in der Dissertation /Grotkamp 1984/ wäre bei einer Temperaturspreizung zwischen Coreeintritt und -austritt von 266 °C zu 950 °C eine maximale Gastemperatur von 1142 °C zu erwarten gewesen. Der Vergleich mit den gemessenen Werten ergibt, dass einige der Monitorkugeln eine Temperatur von mehr als 140 °C über der erwarteten maximalen Gastemperatur anzeigten.

Messreihen 1970 und 1972

Im Oktober 1970 wurde die erste Messreihe als Vorversuch zur In-Core-Temperaturmessung mittels metallischen Schmelzkörpern mit 16 Monitorkugeln bei einer mittleren Gasaustrittstemperatur von 750 °C begonnen. Die bis Oktober 1971 registrierten 15 Kugeln zeigten Temperaturen von 780 °C bis 900 °C an. Die letzte Kugel wurde erst zwei ein halb Jahre später im März 1973 registriert und war während des Aufenthalts im Reaktor Temperaturen über 1000 °C ausgesetzt. Unklar ist, ob die Kugel ungeplant ein zweites Mal auf das Core gegeben wurde, und dadurch auch bei der im Laufe des Jahres 1971 auf ca. 830 °C erhöhten mittleren Gastemperatur im Einsatz war /AVR 1972/.

In der zweiten Messreihe, die im Februar 1972 mit 40 mit Schmelzdrähten bestückten Moderatorkugeln bei einer mittleren Kühlgastemperatur von 800 °C begonnen wurde, wurde eine maximale Temperatur von 968 °C ermittelt.

Abbildung 5.10 aus /Presser 1972/ zeigt in der oberen Bildhälfte den mit dem Programm „Neckar-Mod“ berechneten radialen Verlauf der Gas- und Brennelementoberflächentemperatur für den Fall einer idealen, also ebenen Corekontur, und den Fall einer realen Coreoberfläche infolge der Brennstoffkugelfüllung. In der Abbildung sind dies für die ideale Kontur die Kurven „1“ und „2“ und für die reale Kontur die Kurven „4“ und „5“. Die Mitteltemperatur des Gases über das Innecore gemischt wird mit der Linie „3“ für das ideale Core und mit Linie „6“ für das reale Core dargestellt. In Abbildung 5.10 sind zusätzlich zu den berechneten Temperaturen die Ergebnisse der Schmelzkörpermessungen mit Fehlerbalken eingetragen. Die gemessenen Temperaturen - mit der Kugelnummer vermerkt - wurden beliebig über dem Coreradius eingetragen, da die Kugeln keinem Auftreffradius oder Kugelbahn zugeordnet werden konnten /Presser 1972/. Wie aus der Abbildung ersichtlich, ist anhand der gemessenen Temperaturen und den für das Innecore berechneten Temperaturen nicht entscheidbar, ob die Kugeln überhöhten Temperaturen im Innecore ausgesetzt waren.

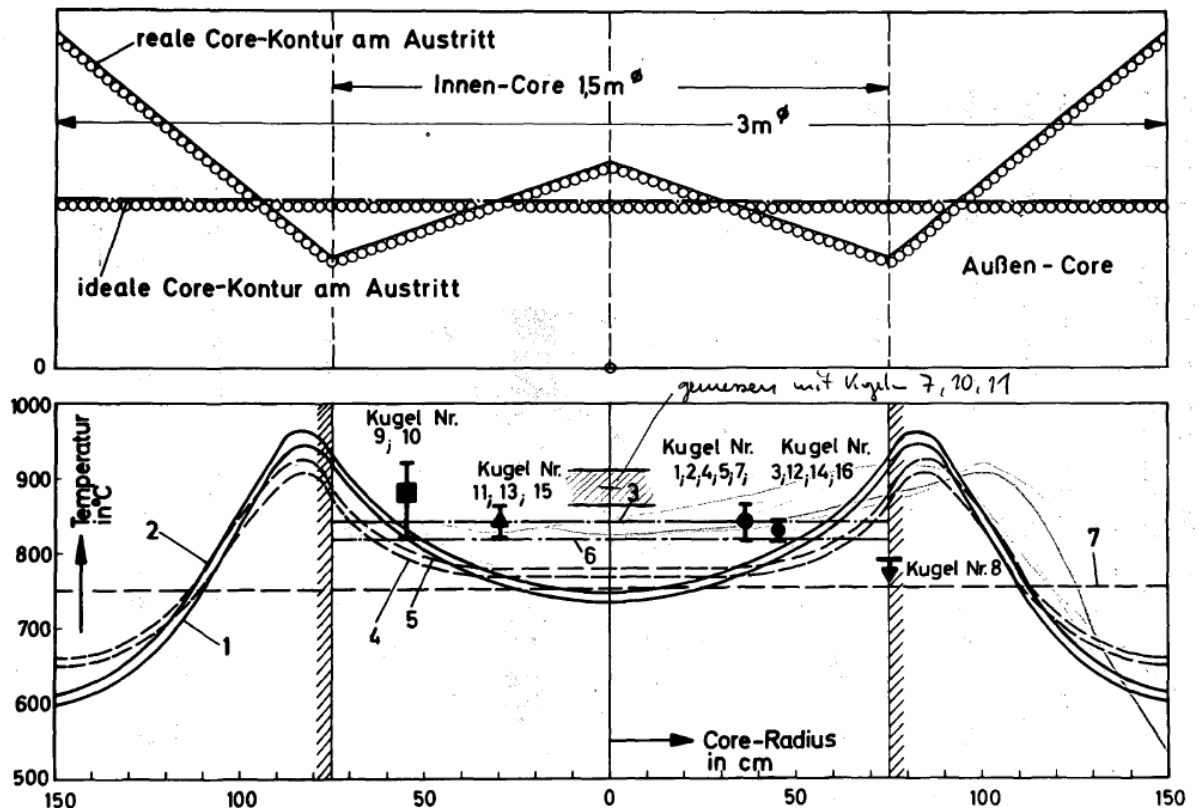


Abbildung 5.10: Radialer Verlauf der Gas- und Brennelementoberflächentemperatur am Core /Presser 1972, S. 45/

Vergleich mit berechneten Temperaturen

Bezüglich der Messreihen in den Jahren 1970 und 1972 finden sich in der Literatur unterschiedliche Ansätze zum Vergleich der Messwerte mit den berechneten Werten.

In /Ramadan 1974/ werden für bestimmte Radiusbereiche der Coreoberfläche mittlere Temperaturen aus den berechneten und gemessenen Daten ermittelt. Für den Radiusbereich von 0 mm bis 900 mm liegt demnach (je nach Randbedingungen der Rechenverfahren) die mittlere gemessene Temperatur von $890\text{ °C} \pm 10\text{ °C}$ um maximal 70 °C über der berechneten Durchschnittstemperatur.

Die in der zweiten Messreihe gemessene Maximaltemperatur lag mit 968 °C um $48\text{ °C} \pm 10\text{ °C}$ über der berechneten Maximaltemperatur von 920 °C . Allerdings wurden in Rechnungen, bei denen der Schüttkegel des Reaktors bei der Simulation nicht berücksichtigt wurde, auch Maximaltemperaturen von 983 °C berechnet /Ramadan 1974/.

In der Aktennotiz /Wimmers 1988/ wird ausgeführt, dass in beiden Versuchsreihen 1970 und 1972 für das Corezentrum die gemessenen Temperaturen um ca. 150 °C

oberhalb der mit dem damals gebräuchlichen Simulationscode AVR-70 berechneten Temperaturen lagen.

Vergleich mit zulässigen Temperaturen

Gemäß dem Sicherheitsbericht für den AVR /AVR 1968/ gehört die maximale Oberflächentemperatur der Brennelemente zu den wesentlichen Auslegungsdaten der Anlage /AVR 1968, S. 1-13/. Sie wird dort auf 1070 °C festgelegt. Die maximale Eintrittstemperatur des Kühlgases ist mit 254 °C und die mittlere Gasaustrittstemperatur mit 850 °C angegeben.

In der ausgewerteten Literatur findet sich nur für eine Kugel der 1970er Messreihe ein Hinweis auf eine Maximaltemperatur über 1000 °C, eine genauere Angabe ist nicht vorhanden. Alle übrigen Monitorkugeln der 1970er und 1972er Messreihe wiesen Maximaltemperaturen deutlich unter 1000 °C auf. Von einer nennenswerten Überschreitung der festgelegten Maximaltemperatur der Brennelement-Oberflächen von 1070 °C ist insofern in dieser Zeit nicht auszugehen.

5.4 Einflüsse auf die Temperaturverteilung

Die Temperaturverteilung im Reaktor wurde im Wesentlichen durch

- die Reaktorgeometrie (siehe Kapitel 5.2)
- die Brennelement-Typen
- das Brennelement-Beladeregime und
- die Kühlgastaustrittstemperatur

beeinflusst.

5.4.1 Einfluss der Brennelement-Typen

Der Einfluss der Brennelementtypen auf die maximale Oberflächentemperatur der Brennelemente wurde beispielsweise in 3D-Simulationsrechnungen mit dem Code THERMIX-3D gezeigt.

In /Verfodern 1983/ sind entsprechende Ergebnisse für den Referenzfall mit einer Reaktorleistung von 46 MW, einer mittleren Kühlgastaustrittstemperatur von 956 °C und einer Eintrittstemperatur von 275 °C beschrieben. Die maximale Gas-Austrittstemperatur beträgt in diesen Rechnungen 1030 °C.

Die Oberflächentemperaturen der Brennelemente erreichen je nach Brennelement-Typ unterschiedliche Werte, die in Tabelle 5.3 zusammengestellt sind.

Tabelle 5.3: Oberflächentemperaturen von Brennelemente in Abhängigkeit vom Brennelement-Typ /Verfondern 1983, S. 99/

BE-Typ	mittlere Kugel- leistung [kW/Kugel]	maximale Ku- gelleistung [kW/Kugel]	maximale Oberflächen- temperatur [°C]	maximale Zentraltempe- ratur [°C]
GFB-3	0,562	1,003	1118	1155
GFB-4/5	0,643	1,148	1124	1167
GK	0,124	0,222	1085	1094
GO	0,506	0,903	1114	1148
GLE	0,464	0,828	1111	1142
GFB-1/2	0,305	0,544	1099	1119
GO (THTR)	0,339	0,605	1101	1124
Blindkugel	0	0	1034	1034

Die Oberflächentemperaturen der Brennelemente variieren demnach für die gegebenen Randbedingungen je nach Typ um knapp 40 K zwischen 1085 °C und 1124 °C. Auffallend ist, dass die GLE-Brennelemente in Tabelle 5.3 nicht die höchste maximale Oberflächentemperatur aufweisen, während in der Literatur häufig auf deren hohe Temperaturbelastung hingewiesen wird. Verglichen mit den nachfolgend beschriebenen Effekten ist der Einfluss des Brennelement-Typs relativ gering.

5.4.2 Einfluss des Beladeregimes

Da die frischen Brennstoffkugeln in das Außencore eingebracht wurden, stellten sich die maximalen Temperaturen im Außencore nahe zum Übergang des Innencores ein. Zwischen November 1971 und Oktober 1982 wurde die Beladung so geändert, dass der Innencoreradius von 0,78 m auf 1,0 m verbreitert wurde /Wischnewski 1974, S. 30/. Damit sollten Spitzen im Leistungs- und Temperaturprofil des Cores abgeflacht werden, um die maximale Temperatur um ca. 100 °C abzusenken.

Diese Maßnahme wurde vorsorglich getroffen, um die mittlere Gasaustrittstemperatur von 850 °C auf 950 °C, sowie die thermische Reaktorleistung von 46 MW auf 55 MW anheben zu können. Ersteres wurde später vorgenommen, jedoch entfiel die Anhebung der Leistung.

Abbildung 5.11 aus [Wagemann 1973] zeigt die auf der Basis von Simulationsrechnungen ermittelte Änderung des Temperaturprofils am Gasaustritt über dem Coreradius für eine Temperaturspreizung zwischen mittlerer Gaseintritts- und -austrittstemperatur von $260,5^\circ\text{C}$ zu 750°C . Danach sinkt die maximale Gasaustrittstemperatur von ca. 920°C bei der Wiederbeladung 68 im Dezember 1971 auf 800°C für die Wiederbeladung 89 im Dezember 1972.

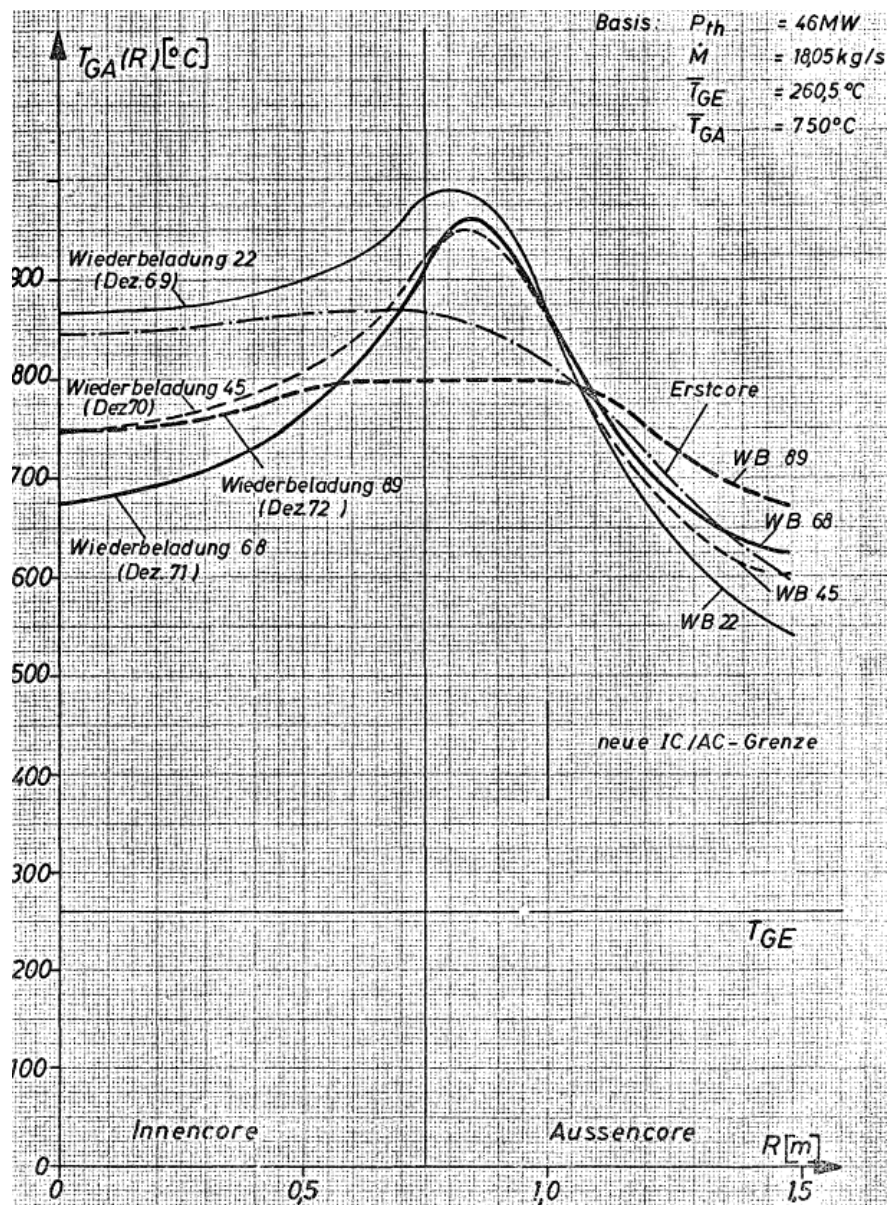


Abbildung 5.11: Entwicklung der Gasaustrittstemperatur von der Wiederbeladung 68 im Dezember 1971 vor der Coreumstellung bis zur Wiederbeladung 89 im Dezember 1972 nach der Coreumstellung mit dem größeren Innencorerradius von 1 m [Wagemann 1973/]

Der gleiche Bericht zeigt die Gasaustrittstemperatur über einem Vertikalschnitt des Cores bei einer mittleren Gasaustrittstemperatur von 850 °C und einer Eintrittstemperatur von 270 °C. Die maximale Gasaustrittstemperatur beträgt in diesem Fall 907 °C. Ermittelt man diese Maximaltemperatur rechnerisch mit dem Verhältnis der Temperaturspreizungen zwischen den hier genannten und in Abbildung 5.11 verwendeten mittleren Gasein- und –austrittstemperaturen, ergeben sich 909 °C. Diese Umrechnung kann somit zur näherungsweisen Ermittlung der maximalen Gasaustrittstemperatur bei Änderungen der mittleren Ein- und Austrittstemperaturen verwendet werden.

Neben den Isothermen der Gasaustrittstemperatur zeigt der Bericht die Isothermen der Temperatur der Brennelementoberfläche im Vertikalschnitt des Cores. Im Vergleich wird deutlich, dass die Temperaturdifferenz zwischen Kühlgas und Brennelementoberfläche ortsabhängig ist. An der Stelle maximaler Gastemperatur – an der Oberfläche des Kugelhaufens – beträgt die Differenz zur Brennelementoberflächentemperatur ca. 20 °C und an der Stelle maximaler Brennelementoberflächentemperatur – etwa 40 cm unterhalb der Oberfläche des Kugelhaufens – ca. 100 °C.

Weitere Ausführungen zu den Temperaturverteilungen weist die Dissertation /Wischnewski 1974/ auf. Die Rechnungen zeigen Oberflächentemperaturen der Brennelemente bei einer Coreleistung von 55 MW. Diese Leistungserhöhung wurde damals diskutiert, jedoch nie realisiert. Da die Spreizung der Kühlgastemperatur durch den Kühlgasstrom eingestellt wird, können dennoch vergleichende Brennelementtemperaturen abgelesen werden.

In Abbildung 5.12 aus der Dissertation /Wischnewski 1974/ werden die Brennelement-Temperaturen vor und nach der Coreumstellung (1971/1972) auf den größeren Innencoreradius dargestellt. Durch die Umstellung sinken die maximalen Temperaturen von 1080 °C auf 970 °C. Der Wert für die Maximaltemperatur nach der Coreumstellung zeigt eine recht gute Übereinstimmung mit den Ausführungen zum Verlauf der Isothermen in /Wagemann 1973/, die eine maximale Brennelementoberflächentemperatur von 961 °C ausweisen.

Das Beladeregime besteht ein deutlicher Einfluss auf die Temperaturverteilung und die maximale Brennelementoberflächentemperatur, wie das Beispiel in Abbildung 5.12 (gerechnet für eine Leistung von 55 MW) zeigt.

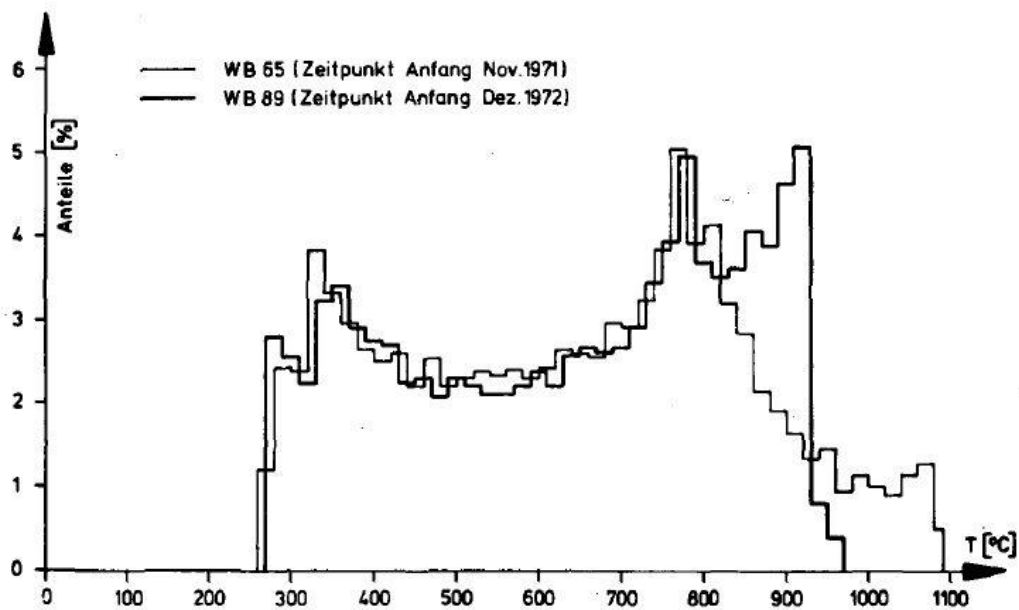


Abbildung 5.12: Verteilung der Oberflächentemperatur der Brennelemente und Graphitkugeln vor und nach der Coreumgruppierung für eine Leistung von 55 MW und einer mittleren Gasaustrittstemperatur von 850 °C, berechnet mit dem Programzyklus AVR-70 Wischniewski 1974, S. 29/

5.4.3 Einfluss der Kühlgasaustrittstemperatur

Die Abbildung 5.13 vergleicht die Änderung der Verteilung der Brennelementtemperaturen beim Übergang von der mittleren Gasaustrittstemperatur von 850 °C auf 950 °C. Aus dem Vergleich mit Abbildung 5.12 ist zu erkennen, dass Abbildung 5.13 für den Fall nach der Coreumstellung gilt bzw. dass die Werte in Abbildung 5.12 für den Fall der mittleren Gasaustrittstemperatur von 850 °C gelten.

Wird angenommen, dass die erhöhte Temperaturspreizung von der mittleren Austrittstemperatur von 850 °C auf 950 °C auch für die Spreizung der maximalen Temperatur für die ursprüngliche Corezusammensetzung mit dem kleineren Radius gilt, so ergibt sich eine maximale Brennelementoberflächentemperatur deutlich über 1200 °C.

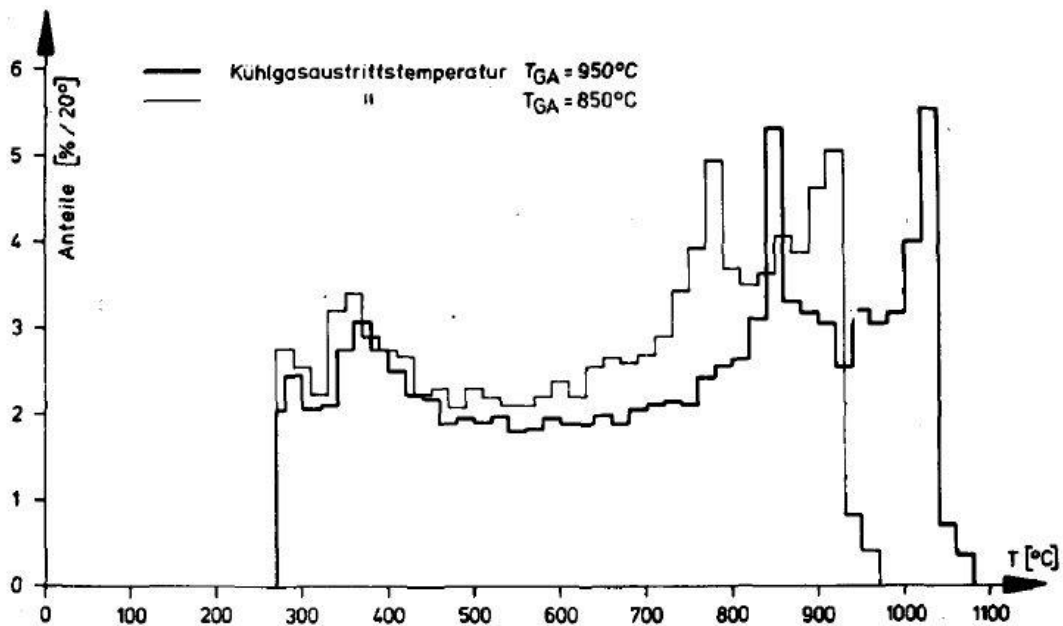


Abbildung 5.13: Verteilung der Oberflächentemperatur der Brennelemente und Graphitkugeln für die Wiederbeladung 89 im Dezember 1972, also nach der Umstellung auf einen Innencoreradius von 1 m, für eine Leistung von 55 MW berechnet mit dem Programmzyklus AVR-70 /Wischnewski 1974, S. 29/

Es ist weiterhin zu beachten, dass die hier angeführten Rechnungen mit dem Programmzyklus AVR-70 erstellt wurden. Mit dem Programmzyklus AVR-80 bzw. AVR-3D wären die berechneten Brennelementoberflächentemperaturen nochmals um ca. 50 °C bzw. 100 °C höher gewesen (vergleiche Kapitel 5.3). Es hätten sich somit bei kleinem Innencoreradius und einer mittleren Gasaustrittstemperatur von 950 °C rechnerische Temperaturen der Brennelementoberfläche über 1300 °C ergeben.

Wie Abbildung 5.13 (gerechnet für eine Leistung von 55 MW) zeigt, ergibt sich ein deutlicher Einfluss der mittleren Kühlgastemperatur auf die Oberflächentemperatur der Brennelemente. In dem gezeigten Beispiel ist der Einfluss etwa linear.

5.5 Einschätzungen zu Umfang und Ursachen der Temperaturüberhöhungen

Die Ergebnisse der Temperaturmessungen im Jahr 1986 belegen, dass in einigen Zonen des Reaktors deutlich höhere Gastemperaturen geherrscht haben, als nach den vorliegenden Berechnungen erwartet worden war.

Aufgrund der fehlenden In-Core-Messungen, der wenig aussagekräftigen Ergebnisse aus Messungen mit Thermoelementen sowie der systematischen Unterschätzung der Temperaturen in den Simulationsrechnungen – insbesondere mit den bis 1984 gebräuchlichen zweidimensionalen Modellierungen – sind zuverlässige Aussagen über die Höhe, die Dauer und die Ursachen der Temperaturüberhöhungen nicht möglich.

Allerdings ist der Literatur zu entnehmen, dass schon vor der Durchführung der Messreihe im Jahr 1986 Erkenntnisse über zeitlich begrenzt aufgetretene sehr hohe Gas- und Brennelementtemperaturen vorlagen. Hier sei beispielsweise auf folgende Aktennotizen aus dem Jahr 1977 verwiesen:

- In der Aktennotiz /Weber 1977/ vom 18.4.1977 zur Strontiumfreisetzungproblematik ist mehrfach von „Temperaturüberhöhungen“ bzw. einer „vermuteten Temperaturüberhöhung“ die Rede.
- In der Aktennotiz /Wahl 1977/ vom 18.4.1977 zu den VAMPYR I-Versuchen³ wird im Zusammenhang mit der seit 1975 vorliegenden Erhöhung der Spaltproduktkonzentration im Heißgas angemerkt: *„Inzwischen ist bekannt, daß wegen zu hoher Spaltstoffkonzentrationen im Außencore, besonders die GLE-Brennelemente einer sehr hohen Temperaturbelastung ausgesetzt waren.“*
- Den Aufzeichnungen in /Malý 1977/ ist zu entnehmen, dass in der Zeit vom 01.01.1976 bis 01.05.1976 die mittlere Gasaustrittstemperatur mit 980 °C bzw. 984 °C die vorgesehene Temperatur von 950 °C überschritten hat. Dies weist auch der Quartalsbericht /AVR 1976/ in seiner Abbildung 4 aus. Als Ursache der Überschreitung des genehmigten Werts der Heißgastemperatur wird in /AVR 1976/ angegeben, dass aufgrund des Ausfalls einiger Thermoelemente die mittlere Heißgastemperatur nur rechnerisch kontrolliert worden war und dabei von einem falschen Zusammenhang von Gebläsedrehzahl und Heißgastemperatur ausgegangen wurde.

Detaillierte Informationen, worauf die Feststellungen in den Aktennotizen beruhen und welche Werte die genannten Temperaturüberhöhungen erreicht hatten, konnten der Expertengruppe auch auf Nachfrage nicht vorgelegt werden.

Neben der Anhebung der Kühlgastemperatur im Jahr 1974 fanden bis Mitte der 1970er Jahre auch ein nahezu vollständiger Umbau der verwendeten Brennelementtypen (vgl. Abbildung 6.2) sowie wiederholte Änderungen des Beladeregimes bis in die 1980er Jahre statt. Die Überlagerung dieser Einflussfaktoren erschwert die nachträgliche Ermittlung des Ausmaßes hinsichtlich Höhe und Zeitdauer sowie der Ursachen der Temperaturüberhöhungen.

³ Die VAMPYR-I und -II-Versuche dienten der Messung von Spaltproduktfreisetzungen und werden in Kapitel 6 näher beschrieben.

Zu den Ursachen der Temperaturüberhöhungen finden sich in der Literatur verschiedene Überlegungen und Argumente zu lokal begrenzt auftretenden Temperaturspitzen im Reaktor und zu anderen Phänomenen, die zu einer rechnerischen Unterschätzung der maximalen Temperaturen geführt haben könnten.

- In der Aktennotiz /Weber 1977/ vom 18.4.1977 zur Strontiumfreisetzungsproblematik werden die Temperaturüberhöhungen als ein „*AVR-spezifisches Problem der Beschickungsstrategie*“ bezeichnet.
- Die Aktennotiz /Pohl 2007/ greift – neben der Bypass-Problematik (siehe weiter unten) - den Aspekt der Beschickungsstrategie ebenfalls auf. Er verweist darauf, dass die theoretisch bekannten Unterschiede in der Brennstoffkonzentration im Innen- und Außencore bei der tatsächlichen Beschickung des Reaktors nicht angemessen berücksichtigt wurden. Die fehlerhaft zu hohe Brennstoffkonzentration im Außencore sei einer der Gründe für die hohen Temperaturen im AVR.
- In der Aktennotiz /Wahl 1977/ vom 18.4.1977 zu den VAMPYR I-Versuchen werden „*sehr hohe Temperaturbelastungen*“, die besonders die GLE-Brennelemente betreffen, auf „*zu hohe[r] Spaltstoffkonzentrationen im Außencore*“ zurückgeführt.
- In /Nabielek 2008, S. 9/ wird auf Analysen verwiesen, in denen der Brennelementtyp GLE-1, als eine wesentliche Ursache der erhöhten Aktivitätsfreisetzungen identifiziert worden war. In diesem Zusammenhang wird festgestellt, dass dieser Brennelementtyp aufgrund seines hohen Spaltstoffgehaltes maximale Betriebstemperaturen von 1380 °C erreicht hat - „*Due to its high fuel content, the maximum operation temperature was estimated to be 1380 °C*“. Die Grundlagen dieser Abschätzung wurden aber nicht beschrieben. Gemäß Abbildung 6.2 wurden GLE-1-Brennelemente seit Ende 1973 eingesetzt, also etwa zeitgleich mit der Anhebung der Kühlgastemperatur auf 950 °C. Auf Nachfrage wurde die damalige Abschätzung wie folgt erläutert /Verfondern 2014/: Es war eine mittlere Gasaustrittstemperatur von 950 °C bei einer Zentraltemperatur von 1279 °C für das GLE-1-Brennelement berechnet worden. Daraus wiederum war „unter pessimistischen Bedingungen“ für das Partikelzentrum eine Maximaltemperatur von 1334 °C ermittelt worden. Da aber die tatsächlich gefahrene mittlere Gastemperatur im Betriebszeitraum 01.01.1976 bis 01.05.1976 bei 988 °C (gemäß anderen Quellen 984 °C) lag, wurde als Obergrenze für die Temperatur 1374 °C angenommen. Für die Rechnungen war dieser Wert dann auf 1380 °C aufgerundet worden.
- In /NEA 2007, S. 90/ werden räumlich begrenzte Temperaturüberhöhungen im AVR im Kontext offener Fragen bei der Validierung des Brennstoffverhaltens thematisiert. Die Ergebnisse der Monitorkugel-Messreihen werden dort als „*nicht vorhergesehene lokale hot spots unter normalen Betriebsbedingungen*“

interpretiert. Für die Entstehung dieser hot spots wird eine Kombination folgender Effekte aufgeführt: Höhere lokale Leistungsdichte (z. B. aufgrund von Moderationseffekten in der Nähe des Reflektors oder zufällig auftretender Cluster von Kugeln mit geringem Abbrand), geringere lokale Durchlässigkeit aufgrund lokaler dichter Kugelpackung sowie verringerte lokale Helium-Durchflussraten aufgrund des Anstiegs der Helium-Viskosität mit der Temperatur.

- Auch in /von der Decken 1990/ werden unterschiedliche Füllfaktoren der Kugelschüttung benannt. Es werden die erhöhten Füllfaktoren in Wandnähe dargestellt sowie Gegenmaßnahmen durch Oberflächenstrukturen. Mögliche hot spot-Faktoren werden als klein beschrieben.
- In /Verfondern 1983/ wird der Einfluss der Graphitnasen am äußeren Radius des Reaktors sowie von Bypass-Strömungen durch die Corestrukturen diskutiert. Aufgrund der Graphitnasen kam es demnach in diesen Bereichen zu Heistellen, die zu heien Gasstrmen fhrten.
- In der Verffentlichung /Viljoen 2008/ wird eine Analyse ber Bypass-Strmungen um das aktive Core vorgestellt. Die Autoren gehen davon aus, dass unter den verschiedenen Effekten, welche die Temperaturerhhung verursacht haben knnten, diejenige durch Bypass-Strme die grte Auswirkung zeigen. Sie beziehen sich dabei auf Ergebnisse von 3D-Rechnungen mit dem Thermohydraulik Code STAR-CD. Danach kann ein Bypass durch die Bohrungen in den Regelstabnasen 5 % bis 6 % des gesamten Gasdurchsatzes im Reaktor betragen und zu einer Erhhung der maximalen Gastemperatur um ca. 44 °C fhren. Ein Ringspalt zwischen dem Kohlesteinmantel und dem Stahlbehlter von ca. 5 mm kann einen Bypass verursachen, der zu einer Erhhung der Gastemperatur von 92 °C fhrt. Wird ein Wandkanal am bergang vom Reflektor zu den Brennelementkugeln mit einem geringeren Druckverlust eingefhrt, so kann sich nochmals eine Temperaturdifferenz von 15 °C addieren.
- /Moormann 2008a, u. a. Kapitel 2.2/ fasst im Jahr 2008 die Situation so zusammen, dass eine Vielzahl von Thesen und Erklrungen vorliegen, ohne dass die vorliegenden Erkenntnisse heute eine eindeutige Feststellung der Ursachen sowie des tatschlichen Ausmaes der Temperaturberhhungen zulieen. Es sei demnach ungeklrt, ob es sich bei den heien Stellen um eine grere Anzahl von hot spots geringer Ausdehnung oder um grere Regionen berhhter Temperatur handelt. Als wesentliche Faktoren werden explizit genannt:
 - Asymmetrische Leistungsverteilung aufgrund der seitlichen Verschiebung der idealen radialsymmetrischen Achse um etwa 0,5 m. Dieser Effekt wurde bereits in der Dissertation /Ramadan 1974/ im Jahr 1974 untersucht.
 - Unvollstndiges Verstndnis des Kugelflieverhaltens, das wiederholt zu erheblichen Abweichungen der berechneten von den tatschlichen Aufenthaltszeiten der Kugeln im Core fhrte,

- Temperaturerhöhungen im Bereich der Reflektornasen, die jedoch bei maximal 80 K lägen, sowie
- Bypass-Strömungen innerhalb und außerhalb des Cores, die ebenfalls die Temperaturerhöhungen nicht vollständig erklären könnten.
- Neben den AVR-spezifischen Beiträgen müsse auch den dem HTR-Kugelhaufenkonzept immanenten Ursachen, wie der Verdichtung des Cores während des Betriebs und der Clusterbildung von niedrig abgebrannten Brennelementen mit hohem Spaltstoffgehalt Aufmerksamkeit gewidmet werden.

Vor 1981 trugen auch Unsicherheiten in den Abbrandmessungen zu einem unvollständigen Verständnis des Betriebsverhaltens bei. Allerdings wurde Ende 1981 eine neue Abbrandmessanlage eingebaut. Die Unsicherheiten sollten daher bei der 3. Messreihe mit den Monitorkugeln nicht mehr vorhanden gewesen sein.

5.6 Schlussfolgerungen zu den Temperaturüberhöhungen

Die ersten Messreihen zur Ermittlung der Brennelement-Temperatur in den Jahren 1970 und 1972 fanden bei mittleren Gasaustrittstemperaturen statt, die mit 750 °C bzw. 800 °C unterhalb der Auslegungstemperatur von 850 °C lagen. Die gemessenen Temperaturen lagen zwar für bestimmte Mittelungsbereiche oberhalb der berechneten Temperaturen. Die gemessenen Maximaltemperaturen stellten aber nach den vorliegenden Informationen keine Überschreitung des Auslegungswerts der maximalen Oberflächentemperatur der Brennelemente von 1070 °C dar.

Allerdings wäre aus heutiger Sicht zu erwarten, dass die festgestellten Abweichungen zwischen berechneten und gemessenen Temperaturen und insbesondere die nach 1972 vorgenommenen erheblichen Änderungen der Betriebsbedingungen, einschließlich Anhebung der mittleren Kühlgastemperatur zunächst auf 850 °C und später auf 950 °C, zu einer deutlich früheren Wiederholung der In-Core-Messungen geführt hätten, um Referenzgrößen für die Simulationsrechnungen bei unterschiedlichen Betriebszuständen zu generieren. Es ist insofern für die Expertengruppe nicht nachvollziehbar, warum zwischen 1972 und 1986 auf eine Temperaturermittlung mittels Monitorkugeln verzichtet wurde und was für die Aufnahme der Messreihe im Jahr 1986 Ausschlag gebend war.

Der von der Expertengruppe durchgesehenen und ausgewerteten Literatur ist zu entnehmen, dass vor der Durchführung der 3. Temperaturmessreihe mittels Monitorkugeln im Jahr 1986 von geringeren Maximaltemperaturen als 1280 °C ausgegangen wurde. Schmelzkörper mit einer Liquidustemperatur über 1280 °C waren bekannt und hätten in die Monitorkugeln eingebaut werden können [Presser 1972]. Das Ergebnis war also überraschend.

Da sich die Verhältnisse im Reaktor hinsichtlich verschiedener Parameter permanent verändert haben, ist es denkbar, dass Temperaturüberhöhungen nur temporär und in unterschiedlicher Höhe auftraten. Allerdings ist die konstante Aktivitätsfreisetzung während der Temperaturmessreihe 1986 ein Indiz dafür, dass sich die erhöhten Temperaturen nicht erst während dieses Betriebsabschnitts einstellten, sondern dass entsprechende Betriebsbedingungen bereits zuvor vorlagen.

Es gibt eine Reihe von Ursachen oder Mechanismen, die zu den erhöhten Temperaturen geführt haben könnten. Allerdings konnten die tatsächlichen Ursachen bisher nicht eindeutig nachgewiesen werden. Basierend auf den Ergebnissen der dritten Messreihe 1986 müssten Temperatureffekte so ausgeprägt gewesen sein, dass sie etwa 15 % des Cores (entsprechend der Anzahl der Monitorkugeln mit Temperaturen über 1280 °C) betrafen. Ein Mechanismus, der die alleinige Ursache darstellen könnte, konnte nicht identifiziert werden. Es ist daher anzunehmen, dass sich mehrere Ursachen überlagert haben.

Bei der Einschätzung der Ursachen für die Temperaturüberhöhungen ist zu berücksichtigen, dass es hinsichtlich des Zustands des AVR-Cores und der Brennelemente mehrere, teilweise erhebliche Kenntnislücken gab. Zunächst war die Berechnung des optimalen Verhältnisses zwischen den Spaltstoffanteilen im Innen- und im Außencore fehlerhaft. Dies führte zu einer fehlerhaften Beschickungsstrategie für die im Zusammenhang mit der Anhebung der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur auf 950 °C geänderten Corekonfiguration. Dazu kam wegen der unzureichenden Genauigkeit der bis 1981 in Betrieb befindlichen Abbrandmessanlage die weitgehende Unkenntnis des Abbrandzustands der entnommenen Brennelemente, was weitere Beladefehler durch die Rückführung unerwünschter, weil zu hoch abgebrannter Brennelemente, zur Folge gehabt haben konnte. Als nächster Modellierungsfehler ist die Nichtberücksichtigung von Bypässen im Kühlmittelstrom zu nennen, die von verschiedenen Autoren als die eigentliche Ursache für die große Diskrepanz zwischen berechneten und gemessenen Temperaturen im Core angesehen wird. Als weitere Kenntnislücke sind Unsicherheiten bei der Modellierung des Fließverhaltens der Kugeln im Core zu nennen. Der diesbezügliche Stand des Verständnisses der Vorgänge lässt es nach Ansicht der Expertengruppe nicht zu, Verdichtungen im Kugelhaufen und hot spots als eine der Ursachen für die Temperaturerhöhungen gänzlich auszuschließen.

Bemerkenswert ist in diesem Zusammenhang, welche Untersuchungen nicht durchgeführt wurden, mit denen Ursachen und Ausmaß der Temperaturüberhöhungen möglicherweise hätten ermittelt werden können, zumal es Kenntnisse über erhöhte Temperaturen bereits Mitte der 1970er Jahre gab. Die Expertengruppe vermisst aber auch entsprechende Analysen nach Auswertung der dritten Monitorkugelserie 1986 bis 1988, z. B. Störfallanalysen zum Einfluss der Temperaturüberhöhungen auf die Beherrschung von Störfällen, etwa auf die Wassergasbildung nach einem

Dampferzeugerstörfall der Kategorie GaU. Unklar ist weiter, warum nicht alle Monitorkugeln der dritten Serie, sondern nur 143 der 190 Kugeln ausgewertet wurden.

Unabhängig von der tatsächlichen Höhe und Dauer der Temperaturüberhöhungen ist davon auszugehen, dass sie eine wesentliche Ursache für die Freisetzung von Spaltprodukten aus den Brennelementen darstellen. Dieser Effekt wird im Kapitel 6 detailliert behandelt und erörtert.

5.7 Potentielle Folgen der überhöhten BE-Temperaturen bei einem Wassereinbruch

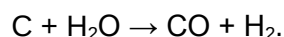
In allen Störfallanalysen für den AVR (wie auch für spätere HTR-Konzepte) wurde der Wassereinbruch in das Core als größter anzunehmender Unfall (GaU) definiert. In Kapitel 7 wird beschrieben, wie der Wassereinbruch im Genehmigungsverfahren für den AVR behandelt wurde. Ferner enthält Kapitel 7 eine Beschreibung des Wassereinbruchs, der am 13. Mai 1978 im AVR stattgefunden hat. Im Zusammenhang mit den im Jahre 1977 festgestellten (siehe oben) und mit den im Rahmen der Monitorkugel-Messkampagne 1986 gemessenen Temperaturüberhöhungen ist die Frage zu stellen, welche sicherheitstechnischen Folgen die überhöhten Brennelementtemperaturen bei einem großen Wassereinbruchstörfall gehabt hätten. Verschiedentlich (z. B. von Moormann) wurde die Befürchtung geäußert, ein solcher Störfall wäre unter bestimmten Bedingungen nicht beherrschbar gewesen und hätte möglicherweise zu einem Versagen der Rückhaltebarrieren mit hohen radioaktiven Freisetzungen geführt.

Bei einem Dampferzeugerversagen beim AVR gemäß den Annahmen zu den Störfallkategorien GaU bzw. HYPO dringen in kurzer Zeit große Mengen von Wasser aus dem Sekundärkreis in das Core ein, die je nach Corezustand mehr oder weniger stark verdampfen. Aus sicherheitstechnischer Sicht sind dabei die beiden folgenden Vorgänge von Bedeutung:

- die Wassergasbildung durch chemische Reaktion von Wasserdampf mit heißem Graphit mit der Möglichkeit des Entstehens von zündfähigen Gemischen,
- eine Reaktivitätszufuhr mit der Möglichkeit einer Leistungstransiente.

Wassergasbildung

Wasserdampf reagiert mit heißem Graphit oder Kohlesteinen unter Bildung von sogenanntem Wassergas nach der Reaktionsgleichung



Die Reaktion ist endotherm und bei hohen Temperaturen rechtsgerichtet. Nach einem Austritt in das Reaktorsicherheitsgebäude ist das Gas in Kontakt mit Luft zündfähig.

Bereits im ursprünglichen Genehmigungsverfahren nahm der Nachweis, dass im Falle eines Wassereintrittes keine zündfähigen Gemische entstehen, die die Integrität der Rückhaltebarrieren der Anlage gefährden, eine zentrale Rolle ein. Da die Wassergasbildung mit der Temperatur exponentiell ansteigt, gewann die Problematik im Zuge der Anhebung der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur auf 950 °C zusätzlich an Bedeutung. Für die ursprüngliche Core-Konfiguration konnte der geforderte Nachweis nicht mehr geführt werden.

/Wischnewski 1974/ führt dazu auf S. 28 aus:

„Maßgeblich beteiligt an der zu großen Wassergasproduktion waren dabei einige wenige Brennelementgruppen mit extrem hohen Oberflächentemperaturen. Der Ort, an dem diese Spitzentemperaturen auftraten, lag im Außencore an der Grenze zum Innencore. Da an dieser Stelle der mittlere Neutronenfluss noch hoch ist und dort gleichzeitig ein starker Anstieg der Brennstoffkonzentration auftritt, da frische Brennelemente nur ins Außencore gegeben werden, war ein ausgeprägter Temperatursprung die Folge.

Zum Abbau dieser Spitzentemperaturen und der damit exponentiell verknüpften Wassergasproduktion wurde vorgeschlagen, durch eine Coreumgruppierung die Grenze zwischen Innen- und Außencore nach außen zu verschieben. Da die frischen Brennelemente dann kleineren Neutronenflüssen ausgesetzt sind, war eine Verringerung der Spitzentemperaturen zu erwarten.“

Nach erfolgter Coreumgruppierung wurde in den Genehmigungsbescheid Nr. 13 AVR vom 31. Januar 1974 die Auflage 2.2 aufgenommen, die forderte, dass in 12-monatigen Abständen der Nachweis der Unterschreitung der maximalen Wassergaskonzentration von 12 % erbracht werden müsse. Der Expertengruppe liegen hierzu beispielhaft vier Dokumente vor, in denen die Erfüllung des Nachweises bestätigt wird. Bezogen auf die dabei zugrunde gelegten maximalen Brennelementtemperaturen geht die Expertengruppe davon aus, dass diese auf der Grundlage der seinerzeit gängigen Simulationsverfahren festgelegt wurden. Ob und wie die später festgestellten Temperaturüberhöhungen (siehe z. B. die Aktennotizen aus dem Jahre 1977) in die Nachweisrechnungen eingingen, lässt sich aus den der Expertengruppe vorliegenden Dokumenten und Informationen nicht entnehmen.

Ebenso wenig liegen der Expertengruppe Unterlagen und Informationen (trotz Anfrage an die AVR GmbH) vor, aus denen hervorgeht, welche nachträglichen Analysen zur Wassergasbildung und -konzentration durchgeführt wurden, nachdem aufgrund der Auswertung der dritten Monitorkugel-Messreihe von 1986 erhebliche Temperaturüberhöhungen festgestellt wurden. Insbesondere liegt der Expertengruppe keine Unterlage vor, aus der der Grund für die daraufhin erfolgte Absenkung der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur auf 810 °C hervorgeht und welche Wassergasrechnungen für diese Maßnahme ausschlaggebend waren.

Die Expertengruppe sieht sich daher außerstande, ohne entsprechende Unterlagen die potentiellen Folgen der festgestellten Temperaturüberhöhungen auf die Wassergasbildung und -konzentration bei einem Wassereinbruch in das AVR-Core abzuschätzen und zu bewerten. Angesichts der überproportionalen Temperaturabhängigkeit der Wassergasbildung einerseits sowie der teilweise bekannten Temperaturüberhöhungen und der zumindest zeitweise unerwartet hohen Temperaturen im AVR-Core andererseits hält die Expertengruppe diese Fragestellung für die Aufarbeitung der AVR-Historie für bedeutsam.

Reaktivitätsaspekte

Unter neutronenphysikalischen Aspekten ist das Eindringen von Wasser bzw. Wasserdampf in das Core des AVR von Bedeutung, da damit eine Reaktivitätszufuhr mit einer Leistungstransiente erfolgen kann. Das Verhalten der Reaktivität des AVR-Cores in Abhängigkeit von der eingedrungenen Wassermenge zeigt Abbildung 5.14 aus Wagemann 1976, Abb. 1/. Die Reaktivität steigt zunächst mit der Wassermenge aufgrund der zunehmenden Moderation durch das Wasser und die Neutronenleckage an und erreicht bei etwa 250 kg Wasser Maximum. Bei weiter steigender Wassermenge kommt es durch Wasser zu verstärkter Neutronenabsorption vor allem im thermischen Energiebereich sowie zu Resonanzabsorption im Brutstoff, so dass die Reaktivität zurück geht und oberhalb von 700 kg Wasser Reaktivität kleiner 0 wird.

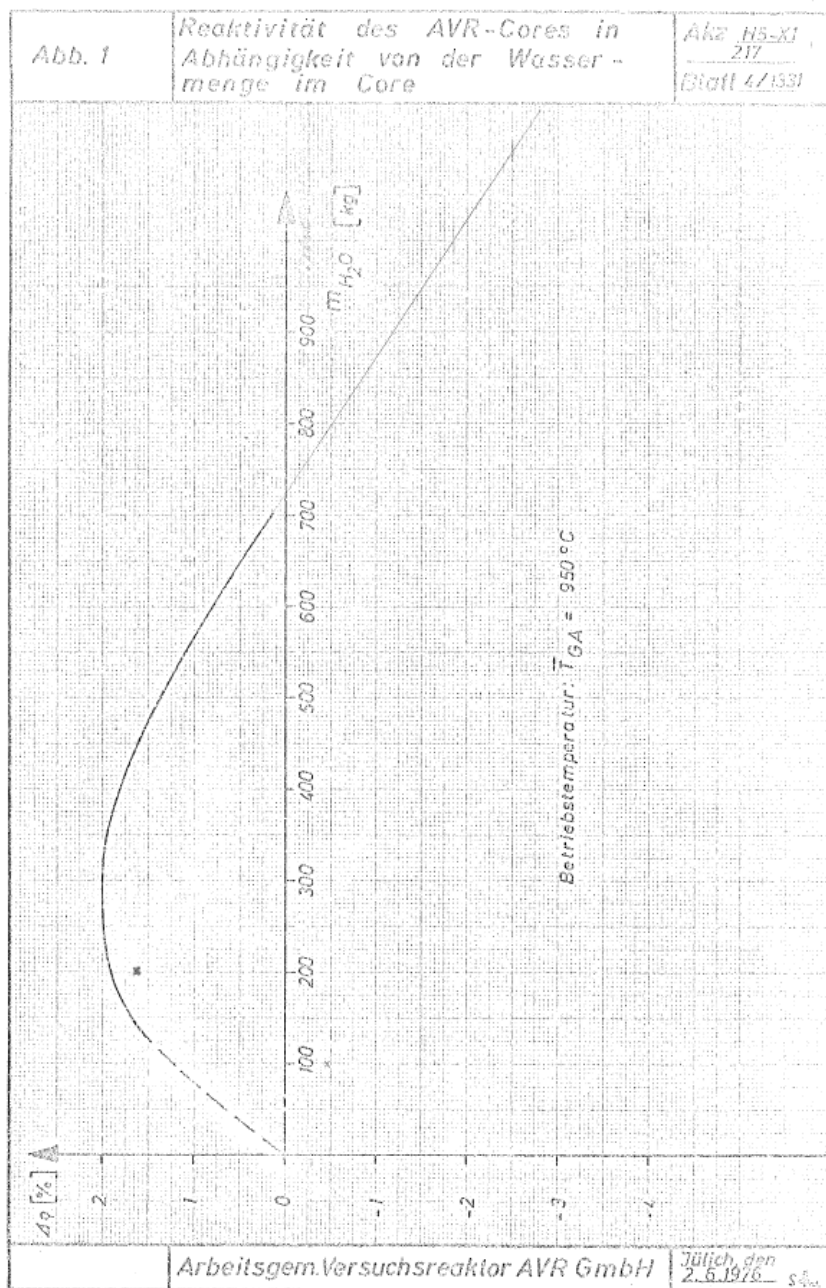


Abbildung 5.14: Reaktivität des AVR-Cores in Abhängigkeit von der Wassermenge im Core
Wagemann 1976/

Bei rein physikalischer Beschreibung des Wassereintritts in das Core lassen sich gravierende Störfallabläufe darstellen. Die Vielfalt der Szenarien wird jedoch durch die anlagentechnischen Gegebenheiten eingeschränkt, wobei die Modellierung der physikalisch-technischen Vorgänge sehr komplex ist. Auch die Temperaturabhängigkeit der Vorgänge ist komplexer als bei der Wassergasbildung.

Zu den Reaktivitätsaspekten beim Wassereinbruch in HTR-Anlagen liegen diverse Unterlagen vor, insbesondere im Zusammenhang mit den in den achtziger Jahren geführten Diskussionen zum HTR-Modul und zu anderen HTR-Konzepten. Zum AVR ist die Unterlagensituation begrenzt und überwiegend auf die siebziger Jahre bezogen, siehe z. B. die Aktennotiz /Wagemann 1976/ (s. o.), in der allerdings der Einfluss von Temperaturüberhöhungen unberücksichtigt bleibt. Ebenfalls ohne Berücksichtigung von Temperaturüberhöhungen wurde das Gutachten von Prof. Dr. Jochen Benecke zum THTR-300 und zum AVR im Rahmen der „Überprüfung kern-technischer Anlagen in Nordrhein-Westfalen“ erstellt /Benecke 1988/. In diesem Gutachten wird davon ausgegangen, dass beim AVR „... ein Wassereinbruch im Core zu katastrophalen Leistungsexkursionen führen ...“ kann (siehe S. 129 oben). Zur Physik des Wassereinbruchs wird angeführt:

„...ergeben sich beim AVR prinzipiell zwei mögliche Rückkopplungseffekte: Wasser kann unter Reaktivitätserhöhung ins Core hineindampfen oder es kann, ebenfalls unter Reaktivitätserhöhung, aus dem Core hinausgedampft werden. Außerdem gibt es die Möglichkeit einer Kombination beider Effekte bei einem schlagartigen Dichte-Ausgleich zwischen Zonen geringer und hoher Wasserdichte ...“ (S. 131)

Weiterhin geben die Autoren an, sie hätten

„... auch für den AVR Modellrechnungen mit dem punktkinetischen Modell durchgeführt, das schon für den THTR verwendet wurde und das in der Lage ist, das autokatalytische Herausdampfen von Wasser aus dem Core näherungsweise zu beschreiben.“

Die konkreten technischen Annahmen zum unterstellten Störfallablauf lassen sich dem Gutachten nicht entnehmen. Die Ergebnisse sind jedoch brisant, wie die folgende Aussage zeigt:

„Die Modellrechnungen führen zu Leistungsexkursionen mit Energiefreisetzungen von einer Größenordnung von 1 bis 10 Gigajoule. Dabei würden die Brennelemente und der Reaktorbehälter zerstört. Das im Spaltstoffinventar liegende Schadenspotential kann damit sehr real werden.“

Der genaue Unfallverlauf hängt von Einzelheiten ab, die deterministisch nicht vorhersagbar sind. In unserem Gutachten zeigen wir das physikalische Prinzip eines Unfalls nach Art von Tschernobyl auf. Der Druckanstieg würde auch im Falle des AVR zur Zerstörung des Druckbehälters führen.“ /Benecke 1988, S. 133/

In /Benecke 1988, S. 76/ wird darauf hingewiesen, dass es sich um „Gedankenexperimente“ handelt:

„Die hier entworfenen Szenarien sind als ‚Gedankenexperimente‘ zu verstehen. Um zu zeigen, daß sie und andere denkbare Szenarien nicht zu schweren Unfällen führen können, bedarf es entweder überzeugender Argumente dafür, daß sie aus

anlagentechnischen Gründen (quasi deterministisch) ausgeschlossen sind, oder reale Experimente, die die Beherrschbarkeit der beschriebenen Situationen nachweisen.

Solange dies aussteht, muß angesichts der bereits angesammelten Erfahrungen mit Hochtemperaturreaktoren ein Wassereinbruch der hier angesprochenen Dimension mit seinen Folgen in Betracht gezogen werden.“

Die Expertengruppe sah keine Möglichkeiten, die zu den Rechnungen von Herrn Benecke getroffenen Annahmen und die anlagentechnischen Gründe näher zu untersuchen.

Der Expertengruppe liegen keinerlei Unterlagen darüber vor, wie von Seiten der AVR GmbH, des FZJ, der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde, des TÜV, der Bundesaufsicht und anderer auf die Aussagen des Benecke-Gutachtens – das ja immerhin im Auftrag der Elektrowatt Ingenieurunternehmung für den Minister für Wirtschaft, Mittelstand und Technologie des Landes Nordrhein-Westfalen erstellt wurde – reagiert wurde. Im Übrigen liegt eine Aussage von Herrn Moormann vor, wonach eine Untersuchung des Weizmann-Instituts (Szabo et al. 1987, liegt der Expertengruppe nicht vor) zu ähnlichen Ergebnissen wie /Benecke 1988/ komme.

Was den Einfluss der Temperaturüberhöhungen auf das Reaktivitätsverhalten des AVR bei einem Wassereinbruch betrifft, liegen der Expertengruppe keinerlei Untersuchungen der AVR GmbH oder des FZJ vor, weder für die Zeit nach Bekanntwerden der Temperaturüberhöhungen Mitte der 1970er Jahre noch für die Zeit nach Entdeckung der unerwartet hohen Temperaturen durch die Monitorkugel-Messreihe von 1986.

Fazit

Hinsichtlich der potenziellen Folgen der Temperaturüberhöhungen auf die Beherrschung bzw. Beherrschbarkeit eines Wassereinbruches der Störfallkategorien GaU und HYPO stellt die Expertengruppe fest, dass ihr keine Dokumente und Informationen vorliegen, die geeignet sind, die Befürchtungen von Herrn Moormann zu entkräften oder die Aussagen in /Benecke 1988/ zu widerlegen. Die Expertengruppe bittet die AVR GmbH zu prüfen, ob es belastbare Unterlagen gibt, in denen der Einfluss der Temperaturüberhöhungen auf die o.g. Störfallbeherrschung dargelegt wird, und zwar sowohl für den Aspekt der Wassergasbildung als auch für die Reaktivitätsaspekte. Falls solche Unterlagen existieren, bittet die Expertengruppe um deren Vorlage.

6 Ausmaß und Ursachen der Primärkreiskontamination

Im Primärkreis des AVR wurden relativ hohe Aktivitätsmengen und –konzentrationen verschiedener Radionuklide festgestellt, die auf Freisetzungen aus den Brennelementen zurückzuführen sind. Verglichen mit anderen HTR-Prototypen oder Versuchsanlagen wurde der Primärkreis des AVR relativ hoch kontaminiert. Beispielsweise lagen die Primärkreisaktivitäten der Anlagen Peach Bottom und Fort St. Vrain signifikant unter den Auslegungswerten /Hanson 1980/, in der niederländischen Versuchsanlage ACACIA wurden sogar noch geringere Aktivitätsmengen im Kühlkreislauf festgestellt /van Heek 2001/. Es stellt sich somit die Frage nach der oder den Ursachen für die Primärkreiskontamination des AVR. Insbesondere ist zu klären, ob die im Kapitel 5 beschriebenen Temperaturüberhöhungen die erhöhten Freisetzungen aus den Brennelementen verursacht haben oder ob sie auf den Einsatz bestimmter Brennelementtypen zurückzuführen sind, und ob es sich um ein generelles oder ein AVR-spezifisches Problem handelt.

Die Expertengruppe konzentriert sich bei ihrer Untersuchung fast ausschließlich auf das Verhalten der radioaktiven Cäsiumnuklide Cs-137 und Cs-134. Cs-137 ist aus radiologischer Sicht – neben dem kurzlebigen Iod-131 – am relevantesten und seine Messung ist einfacher und genauer als die des ebenfalls relevanten Strontium-90.

In Kapitel 6.1 wird zunächst auf Freisetzungsmengen, Freisetzungsmechanismen mit ihren Einflussgrößen sowie auf Messmethoden eingegangen. In Kapitel 6.2 werden die Aktivitätsmessungen im Core des AVR und ihre Ergebnisse dargestellt. Kapitel 6.3 befasst sich mit der physikalisch-technischen Historie des AVR-Cores, da diese erheblichen Einfluss auf die Spaltproduktfreisetzung hat. Auf außerhalb des AVR durchgeführte Bestrahlungsexperimente zur Messung von Spaltproduktfreisetzungen wird in Kapitel 6.4 eingegangen. In Kapitel 6.5 werden verschiedene existierende Erklärungsversuche für das Freisetzungsverhalten dargestellt. Die Schlussfolgerungen der Expertengruppe finden sich in Kapitel 6.6

6.1 Freisetzungsmengen und -mechanismen, Einflussgrößen und Messmethoden

Aus den diversen Angaben zum Spaltproduktinventar im AVR-Core, zur gemessenen Aktivitätskonzentration im Kühlgas und zur gemäß Sicherheitsbericht zum Abbau des AVR noch im Reaktorbehälter befindlichen Aktivität lässt sich ableiten, dass Cs-137 zumindest zeitweise im Bereich von wenigen Prozent des Inventars freigesetzt worden ist.

Für die Spaltproduktfreisetzung aus HTR-Brennelementen kommen grundsätzlich die folgenden Mechanismen in Frage:

- Freisetzung aus Brennelementen mit defekten Partikeln bzw. Partikelbeschichtungen
- Diffusion durch intakte Beschichtungen
- Freisetzung aus kontaminierter Graphitmatrix, wobei die Kontamination entweder durch Uran beim Herstellungsprozess erfolgt ist, welches im Betrieb unter Bildung von Cäsium gespalten wird, oder durch Eindringen von Cäsium aus dem Kühlgas.

Höhe und Verlauf der Freisetzung von Spaltprodukten aus den Brennelementen hängen von einer Vielzahl von Einflussgrößen ab, die für die einzelnen Freisetzungsmechanismen wiederum unterschiedliche Bedeutung haben.

Den größten Einfluss auf das Freisetzungsverhalten haben

- der Brennelementtyp
- die Brennelement-Temperatur
- die sonstigen physikalisch-technischen Kenngrößen von Belastungen, denen das Brennelement während seines Aufenthaltes im Core ausgesetzt ist.

Dazu im Einzelnen folgende Erläuterungen:

- Brennelementtyp: Im Verlauf seiner Betriebszeit wurden im AVR fünf verschiedene Brennelementtypen mit insgesamt 15 Varianten in unterschiedlicher Anzahl und über unterschiedliche Zeiträume zur Erprobung eingesetzt. Sie unterscheiden sich u. a. durch die Art des Brennstoffs (karbidisch oder oxidisch), seine Zusammensetzung (Uran oder Uran/Thorium), seinen Anreicherungsgrad (HEU oder LEU) sowie die Beschichtung der Partikel (BISO oder TRISO in unterschiedlichen Varianten). Die eingesetzten Brennelemente unterscheiden sich in ihren physikalischen und technischen Kenngrößen sowie in ihren herstellungsbedingten Qualitätseigenschaften (z. B. Defektpartikelrate, Matrixkontamination). Insgesamt kamen im AVR rund 290 000 Brennelemente mit mehr als 6 Milliarden coated particles zum Einsatz. Dazu kamen noch ca. 80 000 Moderatorkugeln aus Graphit sowie eine geringe Zahl von Absorberkugeln.
- Brennelement-Temperatur: Die Temperaturen der Brennelemente sind einer direkten und kontinuierlichen Messung nicht zugänglich. Die einzige messtechnische Erfassung erfolgte mithilfe von Temperatur-Monitor-Kugeln, die mit Schmelzkörpern mit gestaffelten Schmelztemperaturen ausgestattet waren. Die Messung erfolgte in drei Messreihen 1970, 1972 und 1986 (siehe Kapitel 5). Ansonsten mussten die Brennelement-Temperaturen rechnerisch ermittelt werden, wobei die mittlere Helium-Austrittstemperatur eine wichtige Kenngröße war, die allerdings ebenfalls nicht direkt gemessen wurde, sondern aus anderen Messgrößen abgeleitet wurde. Messtechnisch erfasst mittels Thermoelementen wurden die Kühlgaseintrittstemperatur sowie einige Bereiche des Kühlkreislaufs, z. B. am Deckenreflektor.

- Sonstige physikalisch-technische Kenngrößen: Neben der Temperatur sind die Brennelemente einer Reihe anderer Belastungen ausgesetzt. Dazu gehören neben den mechanischen Belastungen während des Fließens im Kugelhaufen (welche Staubbildung und Kugelbruch bestimmen) insbesondere die Strahlenbelastungen im Betrieb. Somit ist der Abbrand eine wichtige Einflussgröße, darüber hinaus die Zeitdauer der Bestrahlung sowie die Fluenz schneller Neutronen.

Für die Ermittlung des Freisetzungsverhaltens kommen im Prinzip zwei messtechnische Ansätze infrage, nämlich zum einen die integrale Messung der aus dem Core in den Kühlkreislauf des AVR freigesetzten Gesamtaktivität und zum anderen die Messung der Freisetzung aus einzelnen bestrahlten Brennelementen oder Partikeln außerhalb des AVR unter definierten Bedingungen. Für die übergeordnete Frage nach den Ursachen der Primärkreiskontamination liefern beide Ansätze nur bedingt taugliche Antworten. Mit dem ersten Ansatz lässt sich zwar im Prinzip die aus dem Gesamtcore freigesetzte Aktivität beliebig genau messen, eine Zuordnung des Anteils der einzelnen Brennelemente oder Brennelement-Typen zur Gesamtfreisetzung ist auf direktem Wege nicht möglich. Mit dem zweiten Ansatz lassen sich zwar die Beiträge einzelner Brennelemente oder Brennelement-Typen beliebig genau messen, jedoch scheitert die direkte Integration der Einzelbeiträge zur Gesamtfreisetzung. Einer sinnvollen, experimentell abgesicherten Verknüpfung beider Ansätze, die in der Tat alle mit der Primärkreiskontamination im Zusammenhang stehenden Fragen beantworten könnte, steht das Problem der komplexen AVR-Core-Struktur entgegen, die sich einer messtechnischen Erfassung weitgehend entzieht.

An Problemen ist zum einen die Tatsache zu nennen, dass sich während des AVR-Betriebs typischerweise sechs bis acht unterschiedliche Brennelement-Typen im AVR-Core befanden. Zum anderen sind die Temperaturen, die die Brennelemente beim Durchlauf durch das Core annahmen, nicht exakt bekannt (siehe oben). Die physikalisch-technischen Vorgänge, die den Durchlauf der Brennelemente durch das Core bestimmen, sind nur rechnerisch zu erfassen. Entsprechend ist neben den messtechnischen Ansätzen der dritte Weg, das Freisetzungsverhalten zu beschreiben und zu erklären, der Versuch einer numerischen Simulation. Ein entsprechendes Verfahren ist in der Dissertation von Jürgen Weber beschrieben, der ein Modell für das von ihm so genannte Abbrand-Umwälz-Geschehen entwickelt hat [Weber 1979]. Damit ist zwar ein wichtiger Schritt in Richtung einer Verknüpfung der oben beschriebenen messtechnischen Ansätze zum Freisetzungsverhalten der Brennelemente getan; eine widerspruchsfreie, geschlossene und nachvollziehbare Erklärung für die Primärkreiskontamination steht jedoch bis heute aus. Sie scheiterte daran, dass der (idealisierte) Anspruch, die Einsatzhistorie jedes Brennelements und jedes Brennelement-Typs ausreichend genau beschreiben zu können, nicht erfüllt werden konnte.

Ein geplantes Nachuntersuchungsprogramm, welches die Betriebserfahrungen aufarbeiten sollte, hätte diesen Anspruch möglicherweise einlösen können. Das Vorhaben kam bedauerlicherweise nicht zustande.

6.2 Aktivitätsmessungen im Primärkreis des AVR

Aus Brennelementen freigesetzte radioaktive Spaltprodukte werden je nach physikalisch/chemischer Form auf unterschiedliche Weise transportiert und finden sich im Wesentlichen wieder

- gasförmig oder als Aerosol im Kühlgas
- an Partikeln gebunden im (Graphit-)Staub
- adsorbiert auf oder absorbiert in graphitischen Bauteilen
- in fester Form abgelagert auf unterschiedlichen Werkstoffen des Primärkreises.

Die Aktivität fester bzw. kondensierbarer Radionuklide im Primärkreis des AVR wurde während seiner Betriebszeit mittels folgender Einrichtungen oder Experimente gemessen:

- VAMPYR-I („Versuchsanordnung zur Messung der Spaltproduktfreisetzung aus pyrolytischem Kohlenstoff“)

Heißgasseitig wurde am Coreaustritt ein Teilstrom entnommen, in das teilweise gekühlte Ablagerungsrohr gesaugt und anschließend über zwei Filter geleitet. VAMPYR-I diente hauptsächlich der Bestimmung der Konzentration der festen Radionuklide im Heißgas.

- Kaltgas-Filter

Kaltgasseitig befand sich eine ähnliche Messeinrichtung am Coreeintritt hinter dem Gebläse.

- Staub-Experiment

Ebenfalls kaltgasseitig wurde von 1984 bis 1988 eine Staubfiltereinrichtung betrieben, mit der das Staubverhalten im Detail untersucht wurde.

- VAMPYR-II

Am Ende der AVR-Betriebszeit wurde eine erweiterte und verfeinerte Messeinrichtung zur Untersuchung des Heißgases installiert, aber nur kurze Zeit für die verbliebene Restlaufzeit betrieben. Mit ihr konnte das Ablagerungsverhalten von Spalt- und Aktivierungsprodukten und von Staub gemessen werden, was mit VAMPYR-I nur sehr eingeschränkt möglich war.

Insgesamt wurden 49 VAMPYR-I-Experimente, 52 Kaltgasfiltermessungen, 15 Messungen mit dem Staubexperiment und 4 VAMPYR-II-Experimente durchgeführt.

Beschreibungen der Experimente und ihrer Ergebnisse finden sich beispielsweise in /IAEA 1997, Moormann 2008a, Ziermann 1997/.

Die Messergebnisse der Heißgas- und Kaltgasexperimente sowie die jeweiligen mittleren Kühlgastemperaturen sind in Abbildung 6.1 zusammengestellt für die Aktivitätskonzentration von Cs-137 im Kühlgas.

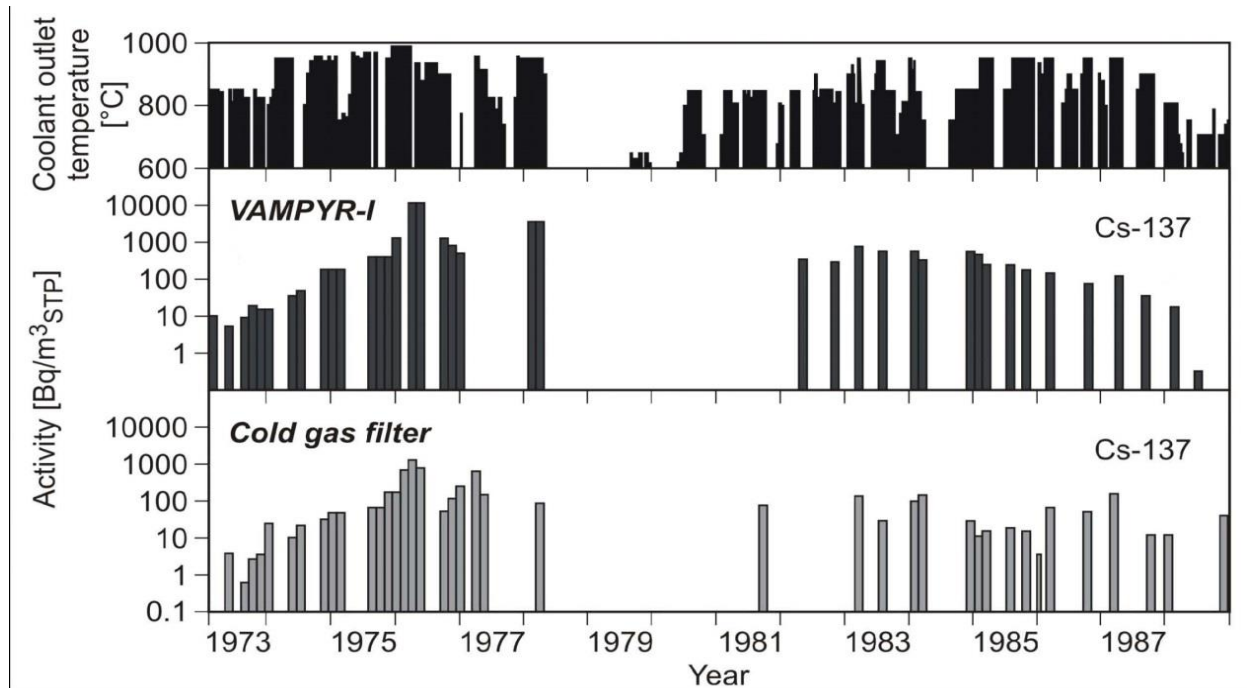


Abbildung 6.1: Mittlere Kühlgasaustrittstemperatur und Cs-Aktivitäten im Heißgas und Kaltgas /Moormann 2008b/

Bemerkenswert ist der starke Anstieg in den Jahren 1974 bis 1976. Das Verhältnis zwischen den Heißgas- und Kaltgasmessergebnissen zeigt eine große Schwankungsbreite, deutet aber auf beträchtliche Ablagerungen im Primärkreis - vor allem vermutlich im Dampferzeuger - hin. Auch die Staubkonzentrationen weisen eine große Schwankungsbreite auf und sind mit bis zu $40 \mu\text{g}/\text{Nm}^3$ deutlich höher als erwartet. Der Staub im Kühlgas spielt eine wichtige Rolle als Aktivitätsträger für bestimmte Nuklide. Allerdings muss davon ausgegangen werden, dass im Mittel nur ca. 10 % des freigesetzten Cäsiums an Staub gebunden ist.

Die wichtigste Einrichtung zur Messung der Spaltproduktablagerung war VAMPYR-II, da die Teststrecke – im Gegensatz zu VAMPYR-I – mit den im AVR-Primärkreis verwendeten Originalwerkstoffen ausgestattet war. Bezüglich des Cäsiums zeigten die VAMPYR-II-Experimente ein ungewöhnliches Ablagerungsverhalten (geringe Ablagerung und ungewöhnlich geringe Temperaturabhängigkeit), welches zunächst nicht erklärt werden konnte.

Die Experimente zu den Aktivitätsmessungen im AVR-Primärkreis lieferten zwangsläufig nur integrale Aussagen über die Freisetzungen aus dem gesamten Core, d. h.

aus der Gesamtheit der im Core befindlichen Brennelemente. Sie reichen daher nicht aus, die Ursachen für die Primärkreiskontamination zu erklären. Allerdings darf der mittels VAMPYR-I und Kaltgasfilter gemessene drastische Anstieg der Aktivitätskonzentration in den Jahren 1974 bis 1976 als klares Indiz dafür angesehen werden, dass die Anhebung der mittleren Kühlgastemperatur auf 950 °C (bzw. zeitweise auf 984 °C) in ursächlichem Zusammenhang mit diesem Anstieg steht. Eine fundierte Ursachenermittlung setzt vor allem voraus, dass die physikalisch-technische Historie des AVR-Cores und das Freisetzungsverhalten der eingesetzten Brennelemente bekannt sind. Mit diesen beiden Komplexen befassen sich die folgenden Unterkapitel.

6.3 Physikalisch-technische Historie des AVR-Cores und seiner Brennelemente

Zur Ermittlung der physikalisch-technischen Historie des AVR-Cores unter dem Gesichtspunkt der Untersuchung der Primärkreiskontamination gehören die Zusammenstellung der eingesetzten Brennelement-Typen, die Beschreibung der Temperaturen, die die Brennelemente angenommen haben, das Nachvollziehen des Weges, den die Brennelemente durch das Core genommen haben, sowie die Kenntnis der dabei relevanten physikalischen Parameter.

6.3.1 Verwendete Brennelementtypen

Die im AVR während seiner Betriebszeit von 1966 bis 1988 erprobten Brennelement-Typen weisen unterschiedliche Art und Qualität auf. Insbesondere unterscheiden sie sich hinsichtlich der Fähigkeit, Radionuklide zurückzuhalten. Typen sowie Einsatzzeiten und Anzahl der eingesetzten Brennelemente sind hinreichend genau bekannt und in verschiedenen Berichten dokumentiert. Tabelle 6.1 ist dem AVR-Abschlussbericht entnommen /Ziermann 1997, Tafel 13.2-1, S. 313/ und enthält die wichtigsten technischen Daten. Eine graphische Übersicht über die Einsatzgeschichte zeigt Abbildung 6.2, welche /Nabielek 2008/ entnommen ist. Nähere Einzelheiten finden sich in den AVR-Quartalsberichten und dem Abschlussbericht.

Tabelle 6.1: Im AVR eingesetzte Brennelemente /Ziermann 1997, Tafel 13.2-1, S. 313/

Brennlementtyp		Brennstoff	Kern-Ø µm	Anreicherung U235 [%]	Beschichtung	SM-Beladung (g)			Anzahl	Einsatz- beginn
						U235	U _{ges}	Th		
Erstkern-BE, karbid.		(U, Th) C ₂	200	93	HTI-BISO	1,00	1,08	5	30.155	Juli 1966
Tapeten-BE-, karbid.		(U, Th) C ₂	400	93	HTI-BISO	1,00	1,07	5	7.504	Okt. 1968
isostatisch gepreßte Brennelemente	GK	(U, Th) C ₂	400	93	HTI-BISO	1,00	1,08	5	50.794	Apr. 1969
	GG-1	(U, Th) O ₂	400	93	HTI-BISO	1,00	1,08	5	72.463	Dez. 1971
	GLE-1	UO ₂	600	15 0,7	LTI-BISO	1,40	20	-	2.400	Dez. 1973
	GFB-1	UO ₂ ThO ₂	200 600	93 -	LTI-BISO	1,00	1,08	10	1.440	Mai 1974
	GFB-2	UO ₂ ThO ₂	200 600	93 -	LTI-TRISO LTI-BISO	1,00	1,08	10	1.610	Mai 1974
	THTR	(U, Th) O ₂	400	93	HTI-BISO	0,96	1,03	10	20.167	Sept. 1974
	GFB-3	UO ₂ ThO ₂	200 500	92 -	LTI-TRISO LTI-BISO	1,00	1,08	5	6.076	Dez. 1977
	GFB-4	UC ₂ ThO ₂	200 530	92 -	LTI-TRISO LTI-BISO	1,00	1,08	5	5.860	Juli 1980
	GFB-5	UCO ThO ₂	200 500	92 -	LTI-TRISO LTI-TRISO	1,00	1,08	5	5.354	Dez. 1977
	GO-2	(U, Th) O ₂	500	93	LTI-TRISO	1,00	1,08	5	17.933	Febr. 1981
	GLE-3	UO ₂	500	10	LTI-TRISO	1,00	10	-	24.611	Juli 1982
	GLE-4	UO ₂	500	16,7	LTI-TRISO	1,00	6	-	29.090	Febr. 1984
	THTR (KAHTER)	(U, Th) O ₂	400	93	HTI-BISO	0,96	1,03	10	15.248	Sept. 1986
Summe aller eingesetzten Brennelemente									290.705	

Erläuterungen:

SM	:	Schwermetall
GK	:	isostatisch gepreßtes Brennelement mit karbidischem Brennstoff
GO	:	isostatisch gepreßtes Brennelement mit oxidischem Brennstoff
LE	:	low enriched, niedrig angereicherter Brennstoff
FB	:	feed-breed, Elemente mit getrennten Abbrand- und Brutpartikeln
THTR	:	Brennelemente aus der Produktion für den THTR
THTR (KAHTER):	:	THTR-BE, die vorher im "KATHER" (= kritisches Experiment der KFA) eingesetzt waren
HTI	:	"high temperature isotropic" = Pyrokohlenstoffschicht, abgeschieden aus Methan bei hoher Temperatur
LTI	:	"low temperature isotropic" = Pyrokohlenstoffschicht, abgeschieden aus Propen oder Acetylen/Propen-Mischgas bei niedrigerer Temperatur
BISO	:	Brennstoffkern, beschichtet mit einer porösen und einer hochdichten Pyrokohlenstoffschicht
TRISO	:	wie BISO, jedoch ist in die hochdichte Pyrokohlenstoffschicht eine SiC-Schicht eingelagert

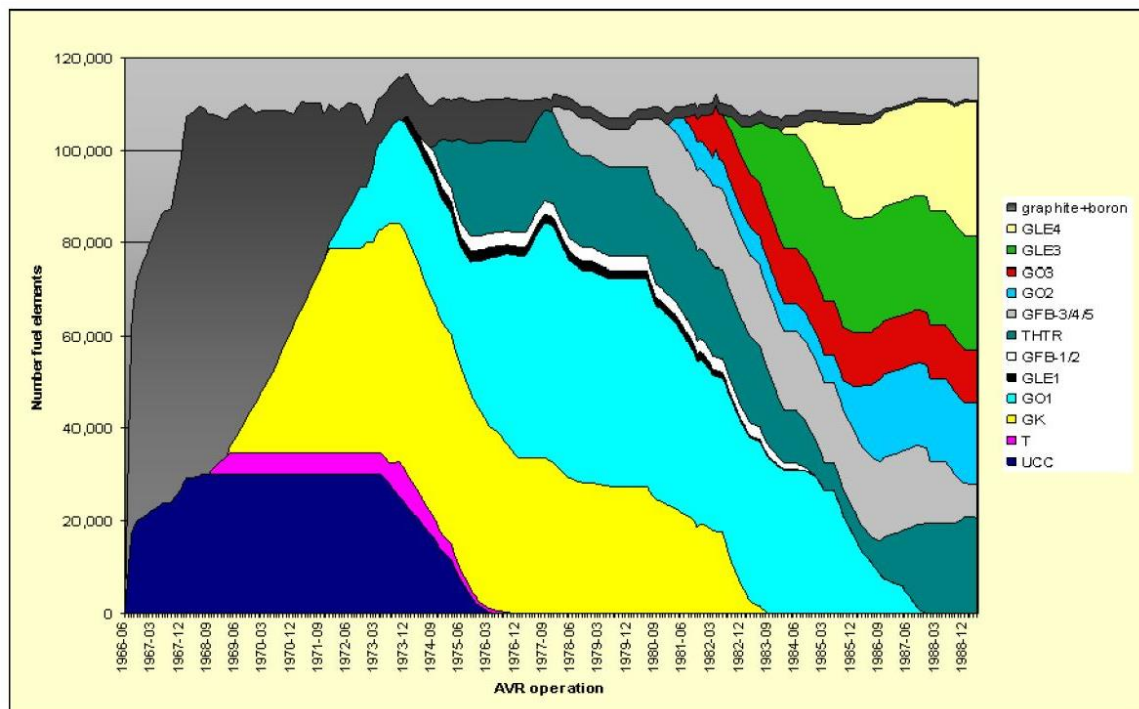


Abbildung 6.2: Im AVR eingesetzte Brennelemente /Nabielek 2008/

6.3.2 Temperaturen des Kühlgases und der Brennelemente

Eine direkte und kontinuierliche Messung der Temperatur des Kühlgases und der Brennelemente war im AVR aus technischen Gründen nicht möglich. Eine direkte Messung mittels Monitorkugeln, die mit Schmelzkörpern gestaffelter Schmelztemperaturen versehen waren, erfolgte in drei Serien, und zwar 1970 mit einer Brennstoff- und 16 Graphitkugeln, 1972 mit je 40 Messkugeln für die Kühlgastemperatur und im September 1986 mit 190 Monitorkugeln. Die Messserie 1970 ergab, dass die maximale Heliumtemperatur mindestens 1000 °C betrug /Nabielek 2008/, die Ergebnisse der Messserie 1972 sind in Kapitel 5 beschrieben. Die Ergebnisse der Messungen 1986 zeigten die bereits beschriebenen lokalen Temperaturerhöhungen auf mindestens 1280 °C. Die tatsächlich erreichten Maximaltemperaturen konnten auch mit dieser Methode nicht erfasst werden, da die höchste Messkörper-Schmelztemperatur 1280 °C betrug.

Die letzte Messserie gibt Auskunft über die Temperaturen zum Zeitpunkt der Messung 1986; Rückschlüsse auf die Temperaturverhältnisse vor 1986 und insbesondere nach der Anhebung der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur auf 950 °C im Februar 1974 lassen sich nicht ableiten, da die Brennelement-Temperaturen auch von den Brennelement-Typen und der Beschickungsstrategie abhängen. So wurden z. B. in den GLE-1-Brennelementen wegen ihres hohen Spaltstoffgehaltes maximale Temperaturen von 1380 °C /Nabielek 2008/ oder noch höher abgeschätzt.

Moormann geht davon aus, dass bis 1500 °C, in Einzelfällen möglicherweise bis 1600°C erreicht wurden /Moormann 2008a/. Auch verschiedene Aktennotizen von AVR-Mitarbeitern geben Hinweise auf Temperaturerhöhungen Mitte der Siebziger Jahre. Es handelt sich insbesondere um die Aktennotizen /Weber 1977, Wahl 1977, Malý 1977/.

Für die Expertengruppe ist es nicht nachvollziehbar, warum nach der Kühlgastemperaturerhöhung, den drastisch angestiegenen Freisetzung und den Hinweisen auf Temperaturerhöhungen keine neue Messkampagne mit Monitorkugeln durchgeführt, sondern bis 1986 gewartet wurde.

Quasi kontinuierlich wird als eine wichtige Kenngröße des Anlagenzustandes die mittlere Kühlgas-Austrittstemperatur angegeben, die jedoch ebenfalls nicht direkt gemessen, sondern aus anderen Größen (Heliumdurchsatz und Dampferzeugerleistung) errechnet wird.

Das Ergebnis zeigt für die Jahre 1972 – 1988 nach /Moormann 2008b/ den in Abbildung 6.3 dargestellten Verlauf:

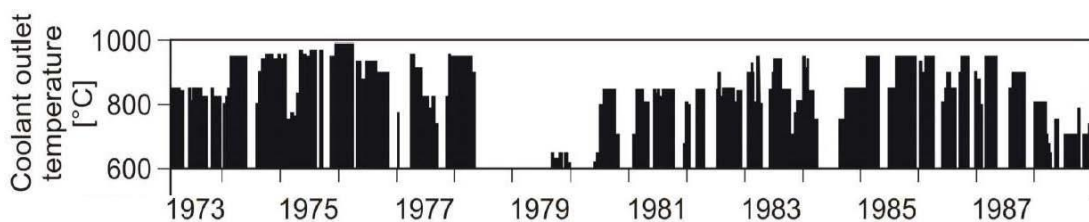


Abbildung 6.3: Zeitlicher Verlauf der mittleren Heißgasaustrittstemperatur, entnommen aus /Moormann 2008b/

Die weiteren Einzelheiten zu den Mess- und den Simulationsverfahren, ihren Ergebnissen und zur Temperaturhistorie sind in Kapitel 5 beschrieben.

6.3.3 Der Weg der Brennelemente durch das Core

Um einen Zusammenhang zwischen eingesetzten Brennelementen, ihren Temperaturen und der Kühlgasaktivität herstellen zu können, reicht es nicht aus, die mittleren Kühlgasaustrittstemperaturen und die jeweilige Zusammensetzung des Cores zu kennen. Es muss vielmehr nachvollzogen werden können, welchen Weg die Brennelemente bei ihrem Durchgang durch das Core genommen haben und welchen physikalischen Bedingungen sie dabei ausgesetzt waren. Diese physikalischen Bedingungen, neben der Temperatur im Wesentlichen die Bestrahlungsbelastung, sind räumlich und zeitlich inhomogen und hängen u.a. von der sogenannten Beschickungsstrategie ab. Da sich diese Bedingungen einer messtechnischen Erfassung entziehen, müssen sie rechnerisch ermittelt werden.

Jürgen Weber hat in seiner Dissertation mit dem Titel „Einbeziehung der Spaltproduktfreisetzung in die numerische Simulation des AVR-Abbrand-Umwälzgeschehens und Vergleich mit den VAMPYR-Resultaten“ (Weber 1979) ein entsprechendes Modell entwickelt und die damit gewonnenen Ergebnisse der Freisetzungsberechnungen mit den integralen Messergebnissen für die Betriebszeit von 1968 bis 1975 verglichen. In diese Zeit fielen wichtige Änderungen im Betrieb des AVR, insbesondere bei der Core-Zusammensetzung, bei Leistung und Temperatur und in der Beschickungsstrategie. Somit wurden auch die Auswirkungen der im Dezember 1973 beginnenden GLE-1-Brennelement-Zugabe und der Anhebung der Kühlgasaustrittstemperatur auf 950 °C im Februar 1974 erfasst. Für Sr-90 und Cs-137 ergibt die Simulation mit der Methodik von Weber eine sprunghafte Erhöhung der freigesetzten Aktivität als Folge der Anhebung der mittleren Helium-Austrittstemperatur. Weber unterscheidet drei Einflussgrößen (Weber 1979, S. 77/78):

- *„Temperatur- und Leistungserhöhungen üben die größte Wirkung auf die freigesetzte Aktivität aus.*
- *Die Beschickungsstrategie bzw. der daraus resultierende Abbrand-Umwälzzustand beeinflussen die Kühlgasaktivität in erheblichem Maße.*
- *Die Zugabe unterschiedlich stark kontaminierter BE führt zu einer kleinen, jedoch in relativ kurzen Zeiträumen merkbaren Veränderung der Kühlgasaktivität.“*

Erwähnenswert ist die sehr differenzierte Ermittlung der Aufteilung der Aktivitätsfreisetzung auf die im Bestrahlungszeitraum eingesetzten Brennelementtypen, welche den großen Einfluss der Beschickungsstrategie auf den starken radialen und axialen Temperaturgradienten verdeutlicht. Weber empfiehlt:

„Aus dem dargestellten Aktivitätsverlauf wird deutlich, dass die Gesamtkühlgasaktivität von dem typenweisen Abbrand-Umwälzzustand und dessen zugeordneten Freisetzunganteil wesentlich mitbestimmt wird. Deshalb sollten Änderungen in der Beschickungsstrategie auf ihre Konsequenzen hinsichtlich der SP-Freisetzung im Voraus überprüft werden.“ (Weber 1979, S. 95-96/.

Offene Fragen hinterlässt die Arbeit von Weber allerdings, z. B. wie repräsentativ sind die VAMPYR-I-Messungen, die nach Moormann die Kühlgasaktivitäten unterschätzen? Wie groß ist der Einfluss der staubgetragenen Aktivität und der Ablageungsvorgänge?

Ob und wie das Modell weiterentwickelt wurde bzw. ob es auf die gesamte AVR-Core-Historie ausgedehnt wurde, ist der Expertengruppe nicht bekannt.

6.3.4 Resümee

Die Simulation der Brennelement-Historie hängt von vielerlei Randbedingungen ab. Die Qualität der Ergebnisse der Simulationsrechnungen steht und fällt mit der Repräsentativität der Aktivitätsmessungen im Primärkreis. Eine Überprüfung der Ergebnisse wäre nur möglich, wenn das Freisetzungsverhalten der jeweils eingesetzten Brennelemente bekannt wäre. Da typischerweise etwa sechs bis acht Brennelementtypen im Einsatz waren, kommt es zu einer Überlagerung unterschiedlicher Effekte und Vorgänge. Bestimmte Probleme (z. B. bezüglich des Fließverhaltens und des Kugelbruchs) wurden erst im Verlaufe des AVR-Betriebs sichtbar.

6.4 Ergebnisse von Bestrahlungsexperimenten

6.4.1 Verfahren

Der grundsätzlich andere Weg zur Bestimmung der Freisetzungssanteile aus HTR-Brennelementen besteht darin, einzelne bestrahlte Brennelemente oder coated particles in entsprechenden Versuchseinrichtungen definierten Temperatur- und Bestrahlungsbelastungen auszusetzen und die Freisetzung direkt zu messen. Eine Vielzahl von Experimenten an verschiedenen Brennelement- und Partikeltypen wurden durchgeführt. Untersucht wurden sowohl Brennelemente, die dem AVR entnommen wurden (also unter realen Betriebsbedingungen bestrahlt worden waren) als auch Brennelemente, die in Forschungsreaktoren unter definierten Bedingungen bestrahlt worden waren. Vielfach wurden die Versuche ergänzt durch Messungen des Profils von Spaltprodukten in der Graphitmatrix der Brennelemente, wodurch die Herkunft der Spaltprodukte ermittelt werden sollte, sowie durch gezielte Untersuchungen der Beschichtungen der coated particles, wodurch Fehlermechanismen aufgeklärt werden sollten.

Die Ergebnisse der Bestrahlungsexperimente erlaubten wegen der genauer bekannten Versuchsbedingungen im Allgemeinen ein besseres Verständnis der Freisetzungsmechanismen als die integralen Aktivitätsmessungen im AVR-Betrieb. Auf der anderen Seite bietet die Kenntnis der Versuchsbedingungen keine Gewähr dafür, dass die tatsächlichen Freisetzungsvorgänge im AVR-Betrieb abgebildet werden. Ferner ist die Motivation für die Experimente zu beachten. Häufig sollte das Verhalten moderner Brennelemente unter Störfallbedingungen ermittelt werden, um Sicherheitsreserven zukünftiger HTR-Konzepte auszuloten, was sich in der Wahl der Versuchsbedingungen niederschlug. In der Regel war das Ziel nicht, die Ursachen der hohen Primärkreiskontamination im AVR – was die Fragestellung der Expertengruppe ist – zu ermitteln.

6.4.2 Literaturlauswertung

Aus der Vielfalt der Publikationen konnte nur eine kleine Auswahl ausgewertet werden. Die Auswahl erfolgte unter unterschiedlichen Aspekten, z. B. dass die jeweiligen Ergebnisse für die unterschiedlichen Argumentationsmuster von Bedeutung waren oder als Beleg für bestimmte Thesen benutzt wurden, dass sie häufig zitiert wurden oder dass sie als Standardwerke angesehen wurden. Die Bandbreite der ausgewerteten Unterlagen reicht von umfangreichen Berichten etwa der IAEA oder des FZJ über Dissertationen bis zu Artikeln in Fachzeitschriften. Die Ergebnisse der Auswertungen sind im Folgenden zusammengefasst.

1) /Groos 1977/: Die Publikation **“Fission product release from coated particles embedded in spherical fuel elements for high-temperature reactors”** wurde von den Mitarbeitern E. Groos, G. Mielken, R. Duwe, A. Müller, und M. Will der KFA Jülich erstellt und in der Zeitschrift *Nuclear Technology* Vol. 35 vom September 1977 veröffentlicht. Es handelt sich um die Literaturstelle [11] bei /Moormann 2008a/. In dieser relativ frühen Arbeit wurde ein breites Spektrum von Brennelementen mit unterschiedlichen Eigenschaften (Brennstoff, Beschichtungen) untersucht, die unter unterschiedlichen Bestrahlungsbedingungen in den Forschungsreaktoren FRJ 2 in Jülich und R2 in Studsvik bestrahlt worden waren. Die Oberflächentemperaturen der Brennelemente lagen zwischen 600 °C und 900/950/1000 °C (R2) und bis 1400 °C (FRJ 2). Die Bestrahlungsbelastungen waren in R2 deutlich höher als im FRJ 2.

Für Cs-137 wurde unterhalb von 900 °C keine Diffusion durch die Beschichtung festgestellt; die Cäsium-Freisetzung mit Anteilen von ca. $5 \cdot 10^{-5}$ bis ca. $5 \cdot 10^{-4}$ wurde auf die Uran-Kontamination der Graphitmatrix zurückgeführt. Bei höheren Temperaturen zeigte die Cäsium-Freisetzung für alle Brennelement-Typen eine exponentielle Temperaturabhängigkeit.

Eine auffallend hohe Freisetzungsrute von 10 % bis 16 % wurde bei zwei Kugeln beobachtet, die einer Oberflächentemperatur zwischen 930 °C und 1240 °C ausgesetzt waren; ihre technischen Daten entsprachen denen der GLE-1-Brennelemente.

2) /Kaae 1977/: Die Arbeit **„Improvements in the performance of nuclear fuel particles offered by silicon-alloyed carbon coatings“** stammt von J. L. Kaae, S. A. Sterling, and L. Yang von der General Atomic Company und wurde ebenfalls in *Nuclear Technology* Vol. 35 vom September 1977 veröffentlicht. (Literaturstelle [26] bei /Moormann 2008a/.

Die Arbeit kommt zu dem Ergebnis, dass die Cs-Freisetzung aus SiC-beschichteten Partikeln eine starke Temperatur- und Zeitabhängigkeit aufweist. Diffusionsbedingte Cäsiumfreisetzung beginnt oberhalb von 1200 °C bis 1300 °C.

3) /Allelein 1980/: Es handelt sich um die Dissertation von H. J. Allelein mit dem Titel **„Spaltproduktverhalten – Speziell Cs-137 – in HTR-TRISO-Brennstoffteilchen“**, die im Dezember 1980 als Jül-1695 veröffentlicht wurde.

In seiner Dissertation kommt Allelein zu dem Ergebnis, dass unterhalb von 1370 °C der Cs-137-Diffusionskoeffizient von SiC „mit abnehmender Temperatur rasch deutlich schlechter“ wird als der Koeffizient von HTI-PyC-Beschichtungen.

4) /Schenk 1986/: Die Publikation „**Spaltproduktfreisetzungverlauf von Kugelbrennelementen bei Störfalltemperaturen**“ von Schenk, Pitzer und Nabielek vom Forschungszentrum Jülich erschien im Oktober 1986 als Jül-2091.

Es handelt sich um ein vielzitiertes Standardwerk zu den Ausheizversuchen an 22 Brennelementen mit modernen TRISO-Partikeln zwischen 1500 °C und 2500 °C und an sieben Proben mit UO₂-Kernen zwischen 1400 °C und 1800 °C. „Störfallrelevant“ sind Heizzeiten bis 100 Stunden. Wegen der Versuchsbedingungen sind die Ergebnisse nur bedingt nutzbar für die Fragestellung der Expertengruppe.

Grundtenor: Cs-137 wird in intakten Brennelementen bei 1600 °C „vollständig“ (S. 94 ff.) zurückgehalten bzw. „vernachlässigbar“ (Kurzfassung) freigesetzt. Was freigesetzt wird, stammt aus Kontaminationen (der Graphitmatrix bzw. der Beschichtungen).

Brennelemente mit TRISO-Mischoxidpartikeln: Cs-137-Freisetzung ist zu Beginn der 1600 °C-Phase gering; sie steigt mit zunehmender Heizdauer stark an und erreicht nach 1000 Stunden 1,5 %.

Brennelemente mit UO₂-TRISO-Partikeln: Je höher die Bestrahlungsbelastung war, desto früher wird Cäsium bei 1600 °C freigesetzt. Außerdem steigt die Freisetzung mit zunehmender Heizdauer an; im Experiment HFR-K3 erfolgt nach 200 Stunden ein starker Anstieg.

SiC-Schicht: Cs wird bei Bestrahlungstemperaturen oberhalb von 1250 °C nennenswert freigesetzt.

Gesamteindruck: Insgesamt ist die Relevanz der Ergebnisse für die Fragestellung der Expertengruppe nicht unmittelbar ersichtlich. Insbesondere müsste geklärt werden, inwieweit die bei Störfalltemperaturen festgestellten Zusammenhänge zwischen Cs-Freisetzung und den Bestrahlungs- und Ausheizparametern im niedrigen Temperaturbereich (900 °C bis 1300°C) gültig sind.

5) /Schenk 1997/: Von W. Schenk, R. Gontard, H. Nabielek vom Forschungszentrum Jülich stammt die Publikation „**Performance of HTR fuel samples under high-irradiation and accident simulation conditions, with emphasis on test capsules HFR-P4 and SL-P1**“, die im April 1997 als Jül-3373 veröffentlicht wurde.

Untersucht werden acht Brennstoffproben mit einem Abbrand von 11 % und 14 % FIMA, die Bestrahlungstemperaturen von 790 °C und 1150 °C ausgesetzt waren und die eine Fluenz schneller Neutronen von $5,5 \cdot 10^{25} \text{ m}^{-2}$ bis $7,5 \cdot 10^{25} \text{ m}^{-2}$ erhalten hatten. Im Mittelpunkt stand der Nachweis der 1600 °C-Grenze.

Nennenswerte Aussagen und Ergebnisse:

Merkliche Cs-137-Freisetzen erfolgen bei Bestrahlungstemperaturen von über 1300 °C. Bei 1600 °C Ausheiztemperatur steigt die Freisetzung von Cs mit der Heizzeit, dem Abbrand und der Bestrahlungstemperatur. Zur Frage der Relevanz der Arbeitsergebnisse für die Fragestellung der Expertengruppe gilt das unter 4) Gesagte.

6) /IAEA 1997/: Die Publikation „**Fuel performance and fission product behaviour in gas-cooled reactors**“ wurde im November 1997 als IAEA-TECDOC 978 mit dem Herausgeber K. Verfondern (Forschungszentrum Jülich) veröffentlicht.

Im Rahmen der International Working Group on Gas Cooled Reactors (IWGGCR) bei der IAEA haben Forschungsinstitutionen aus sieben Mitgliedsstaaten den Status der experimentellen Datenbasis und der Methodenentwicklung zur Beschreibung des Brennelement- und Spaltproduktverhaltens zusammengetragen und dokumentiert. Der Wert der Veröffentlichung liegt darin, dass sie die wohl umfassendste Zusammenstellung der Erfahrungen darstellt. Auftragsgemäß enthält sie keine neuen Fakten. Bezüglich der Bestrahlungsexperimente mit deutschen HTR-Brennelementen ist ihre Relevanz für die Fragestellung der Expertengruppe bezüglich der Übertragbarkeit auf die realen Vorgänge im AVR-Core ohne weitere Analysen nicht klärbar. Hilfreich ist dagegen die Übersicht über alle bis dato durchgeführten Untersuchungen zum Verhalten der Brennelemente im Reaktor, (S. 65-72) sowie über alle Aufheizexperimente an Brennelementen und coated particles, die zuvor in Forschungsreaktoren bestrahlt worden waren (S. 125-159).

7) /Kendall 2004/: Von den Autoren J. M. Kendall, R. E. Bullock von den US-amerikanischen Firmen Global Virtual LLC und Sigma Sciences Inc. stammt die Arbeit „**Advanced coated particle fuel options**“, die beim 2nd International topical meeting on high temperature reactor technology, 22.-24. September 2004 in Peking präsentiert wurde. Es handelt sich bei /Moormann 2008a/ um die Literaturstelle [48].

Die Autoren gehen der Frage nach, ob moderne HTR-Brennelemente den hohen Anforderungen an zukünftige HTR-Konzepte zur thermochemischen Wasserspaltung mit maximalen Brennelementtemperaturen zwischen 1300 °C und 1400 °C sowie hohen Abbränden von 26 % FIMA bzw. 16 % FIMA standhalten. Dazu haben sie vorliegende Daten ausgewertet und interpretiert. Sie kommen zu dem Schluss, dass LEU-SiC-TRISO-Brennelemente diese Bedingungen nicht erfüllen, da oberhalb 1250 °C die SiC-Korrosion und die Cs-Freisetzung rapide ansteigen. (Als Abhilfemaßnahme schlagen die Autoren Partikel-Beschichtungen aus ZrC vor).

8) /Freis 2010/: „**Störfallsimulationen und Nachbestrahlungsuntersuchungen an kugelförmigen Brennelementen für Hochtemperaturreaktoren**“ lautet der Titel der Dissertation von D. Freis an der RWTH Aachen aus dem Jahre 2010.

Diese Arbeit wird von Moormann und in /Knorr 2012/ (siehe unten) als Beleg dafür angeführt, dass SiC-Beschichtungen keine Langzeitrückhaltebarrieren für Cäsium darstellen können, wenn die Brennstofftemperaturen über 1100 °C liegen.

Im Rahmen seiner Dissertation hat Freis experimentelle Störfallsimulationen an sechs hochabgebrannten Brennelementen mit TRISO-Beschichtungen aus verschiedenen Bestrahlungsexperimenten durchgeführt und die Spaltproduktfreisetzungen gemessen. Untersucht wurden ein GLE-3-Brennelement und 5 GLE-4-Brennelemente. Ein wichtiges Ergebnis der Versuche ist, dass Brennelemente, die einer hohen Bestrahlungstemperatur (ca. 1250 °C) ausgesetzt waren, in der Störfallsimulation ab 1600 °C ein schlechtes Rückhaltevermögen für Cäsium aufwiesen, während die bei niedrigerer Temperatur (ca. 900 °C) bestrahlten Brennelemente einer Temperatur von 1700 °C mühelos standhielten. Freis kommt zu dem Ergebnis, dass die sicherheitstechnisch vorteilhaften Eigenschaften des HTR nur zu erreichen sind, wenn auf erhöhte Bestrahlungstemperaturen (> 1000 °C) verzichtet wird, und hält eine Begrenzung der Heliumaustrittstemperatur auf etwa 750 °C für akzeptabel.

9) /Knorr 2012/: Von den Autoren J. Knorr, A. Kerber and R. Moormann stammt die Veröffentlichung **“Upgrading (V) HTR fuel elements for generation IV goals by SiC encapsulation”** in der Zeitschrift Kerntechnik 77 (2012) 5.

Die Autoren verweisen unter Berufung auf die Dissertation von Freis (Literaturstelle 8, s.o.) auf die hohen Freisetzungen von metallischen Spaltprodukten aus GLE-4-Brennelementen als Folge hoher Bestrahlungstemperaturen. Als Lösung schlugen die Autoren vor, die Brennelementkugeln mit einer robusten, relativ dicken SiC-Schicht zu ummanteln. Durch eine Schichtdicke von z. B. 5000 µm könnte die Rückhaltewirkung eines TRISO-Teilchens (SiC-Schichtdicke z. B. 35 µm) erheblich übertroffen werden, da sie umgekehrt proportional in die Diffusionsrate und quadratisch in die sogenannte break through time eingeht, welche charakteristisch ist für die „Verzögerung“ der diffusiven Prozesse.

(Anmerkung: die Beschichtung der Brennelementkugeln war um das Jahr 1990 herum schon einmal von Rudolf Schulten vorgeschlagen worden, damals allerdings als Schutz der Graphitkugeln vor Korrosion bei Wasser- oder Lufteinbruchstörfällen.)

6.4.3 Resümee

Die hohe Cs-Rückhaltung bei modernen Brennelementen bis 1600 °C ist nur unter bestimmten („störfallrelevanten“) Bedingungen gewährleistet. Die experimentellen Arbeiten orientieren sich überwiegend an Randbedingungen, die beim Störfallverhalten zukünftiger HTR-Konzepte erwartet werden. Einschränkungen ergeben sich dadurch, dass bestimmte Parameterwerte nicht überschritten werden dürfen, z. B. für Abbrand, Bestrahlungstemperatur und –dauer, Neutronenfluenz usw. Die Einhaltung dieser Randbedingungen wird aufgrund der Auslegung zukünftiger HTR vorausgesetzt.

Bei alten Brennelementen wird die Cs-Rückhaltung von allen drei relevanten Freisetzungsmechanismen (Schwermetallkontamination, Partikeldefektrate, Diffusion) bestimmt, die ihrerseits wieder von einer Vielzahl von Einflussgrößen abhängig sind.

Schlussfolgerungen für den AVR sind nur möglich, wenn die Einsatzhistorien aller verwendeten Brennelementtypen und –chargen genau bekannt sind.

6.5 Erklärungsversuche zum Freisetzungsverhalten von HTR- Brennelementen in Bezug auf Cäsium

Im Folgenden soll versucht werden, aus der Vielzahl der wissenschaftlich-technischen Aussagen zum Freisetzungsverhalten diejenigen Argumente zu extrahieren, die in der Lage sind, die Ursachen für die hohe Primärkreis-Kontamination des AVR zu erklären. Dabei soll sowohl auf Gegensätze und Widersprüche zwischen den einzelnen Untersuchungsansätzen, aber auch auf Gemeinsamkeiten der Argumentationslinien eingegangen werden.

6.5.1 Die Rolle der 1600 °C-Grenze

Die Eigenschaft, die sicherstellt, dass bis zu einer Temperatur von mindestens 1600 °C die Spaltprodukte praktisch vollständig in den Brennelementen zurückgehalten werden, ist eine der beiden fundamentalen Säulen der Sicherheit des HTR. Die zweite Säule ist das Verhalten der Anlage, das sicherstellt, dass bei jedem Störfall, auch beim vollständigen Ausfall der aktiven Nachwärmeabfahrssysteme und der Abschalteinrichtungen, zu keinem Zeitpunkt und an keiner Stelle des Cores die Temperatur der Brennelemente 1600 °C überschreitet. Beide Säulen zusammen begründen das Sicherheitskonzept des HTR, das von manchen Autoren auch mit dem Begriff der inhärenten Sicherheit charakterisiert wurde. Das Zusammenwirken der beiden fundamentalen Säulen begründet nicht nur die Vorstellung von der sicherheitstechnischen Überlegenheit des HTR gegenüber anderen Reaktorlinien, insbesondere gegenüber dem LWR, es ist vielmehr auch die Basis für verschiedene Auslegungsmerkmale des HTR. Als Beispiele seien genannt ein Abweichen von bestimmten Grundsätzen der modernen Reaktorsicherheit wie dem defense-in-depth-Prinzip und dem Mehrbarrierenkonzept. Konkret zu nennen ist hier der Verzicht auf ein gasdichtes Containment bei zukünftigen HTR-Konzepten.

Der zweifelsfreie Nachweis beider Eigenschaften hat daher essentielle Bedeutung für die Sicherheitsbeurteilung des HTR. Zweifel an nur einer der beiden Säulen oder gar Erkenntnisse, die auf die Nichterfüllung von Teilen dieser Sicherheitseigenschaften hinweisen, lassen das Sicherheitskonzept des (idealen) HTR in sich zusammenfallen. Bezogen auf das Rückhaltevermögen der Brennelemente bzw. der coated particles heißt das, dass der Nachweis praktisch vollständiger Rückhaltung aller Spaltprodukte bis zu einer Temperatur von 1600 °C ohne Einschränkung zu

erbringen ist. Jede sicherheitstechnische Bedingung, die zum Nachweis dieser Eigenschaft erfüllt sein muss, wie z. B. das Einhalten bestimmter Fahrweisen, schmälert die Qualität des Nachweises und damit die Robustheit des Sicherheitskonzepts.

6.5.2 Argumentation der Befürworter der HTR-Linie

Die Begründung, die von der AVR GmbH und von der damaligen KFA für die hohe Primärkreiskontamination des AVR-Primärkreises gegeben wird, basiert auf der schlechten Qualität der in der frühen Phase des AVR-Betriebs eingesetzten Brennelemente. Insbesondere werden die herstellungsbedingte hohe Uran-Kontamination der Graphitmatrix der frühen Brennelemente, der hohe Partikelbruch beim GLE-1-Typ und das schlechte Rückhaltevermögen der BISO-Beschichtungen für die hohen Freisetzungen verantwortlich gemacht. Die Erhöhung der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur hat nach Einschätzung einiger Autoren zu einer erhöhten Freisetzung von Strontium aus Brennelementen mit karbidischem Brennstoff und mit BISO-Beschichtungen geführt und war danach für die erhöhte Freisetzung anderer Spaltprodukte weniger bedeutsam. Als Beleg für den hohen Freisetzungsanteil aus Uran-Kontamination der Matrix und aus aus dem Kühlgas absorbierten metallischen Spaltprodukten werden Profilmessungen von Spaltprodukten in der Brennelement-Matrix angeführt, die ein radiales Konzentrationsgefälle von außen in Richtung Brennstoffteilchen aufweisen.

Mit dem Einsatz von Brennelementen höherer Qualität (insbesondere drastisch geringerer Schwermetallkontamination sowie geringerer Partikeldefektrate) sei dann ab 1981 die Kühlgasaktivität nicht mehr angestiegen bzw. sogar zurückgegangen. Als Brennelemente höherer Qualität werden bezeichnet: GO-2 (eingesetzt ab Febr. 1981), GLE-3 (eingesetzt ab Juli 1982) und GLE-4/1 (eingesetzt ab Febr. 1984). Das Optimum wurde danach erreicht durch den Einsatz von GLE-4/2-Brennelementen ab Oktober 1987. Die überlegenen Eigenschaften dieser modernen Brennelemente seien aber nicht sichtbar geworden, da sie zu Ende der Betriebszeit des AVR nur ca. 50 % des Brennelement-Inventars des Cores darstellten.

Als Beleg für den Rückgang der Partikeldefektrate wird der seit ca. 1981 gemessene Rückgang der Konzentrationen gasförmiger Spaltprodukte angeführt.

Kurz gefasst lautet - in Anlehnung z. B. an /Nabielek 2008/ - die Argumentation der HTR-Befürworter bezüglich der Ursachen der AVR-Primärkreiskontamination: Erster größerer Anstieg der Primärkreisaktivität Anfang 1974 wegen erhöhter Freisetzung aus karbidischen Brennelemente vom Typ GK (siehe Tabelle 6.1) in Verbindung mit Anhebung der Kühlgastemperatur; nächster starker Anstieg der Freisetzung ab Mitte 1975 – insbesondere von Cäsium – aus massiven Partikeldefekten der GLE-1-Brennelemente; darüber hinaus hohe Brennelement-Matrix-Kontamination aus der Herstellung und aus Absorption von Verunreinigungen aus dem Kühlgas; nach dem

zunehmenden Einsatz qualitativ hochwertiger Brennelemente ab 1981 Stillstand bzw. Rückgang der Primärkreisaktivität.

6.5.3 Argumentation von Rainer Moormann

Im Vergleich zu den Ausführungen in Kapitel 6.5.2 wird im Folgenden die Argumentation von Rainer Moormann zu den Ursachen der Primärkreiskontamination des AVR beschrieben, wobei im Wesentlichen auf die Studie von Moormann „A Safety re-evaluation of the AVR pebble bed reactor operation and its consequences for future HTR concepts“ /Moormann 2008a/ zurückgegriffen wird sowie auf seine Präsentation in der Expertengruppen-Sitzung am 13.11.2012 in Jülich. Die Logik der folgenden Darstellung orientiert sich an Kapitel 3 seiner Veröffentlichung /Moormann 2008a/.

- Höhe der Freisetzung (Kapitel 3.1 in /Moormann 2008a/)

Ausgangspunkt sind die VAMPYR-I-Messungen, die 1974 bis 1976, also in der Zeit der Erhöhung der mittleren Heißgaseintrittstemperatur von 850 °C auf 950 °C, einen starken Anstieg der Cs-Freisetzungen zeigen. Moormann geht davon aus, dass die VAMPYR-I-Messungen die Freisetzung unterschätzen. Er vermutet eine unzureichende Durchmischung des Heißgases in Höhe der Probenahme infolge eines azimuthalen und radialen Temperaturgradienten, was auch einen entsprechenden Aktivitätsgradienten zur Folge haben könnte. Er bezieht sich dabei auf /Weber 1979/, der diese Effekte anspricht, aber keine Schlussfolgerungen daraus zieht. Die genaueren VAMPYR-II-Messungen 1987 bis 1988 sollen um den Faktor 3 bis 30 höhere Freisetzungen zeigen, was Moormann in seiner Publikation /Moormann 2008a/ durch Vergleich der VAMPYR-I und VAMPYR-II-Messungen ermittelt hat. /IAEA 1997/ spricht von „two major drawbacks of VAMPYR-I“ (S. 289), gibt jedoch keine Zahlenwerte für eine Unterschätzung an. Der AVR-Abschlussbericht weist darauf hin, dass mit VAMPYR-II die Ablagerungen, nicht aber die Kühlgasaktivität gemessen wurde. Ferner geht Moormann davon aus, dass auch VAMPYR-II die Freisetzung unterschätzt („It is known to underestimate ...“), gibt hierfür jedoch keine Quelle an, sondern begründet seine Aussage mit Plausibilitätsbetrachtungen. Auch die festgestellten Kontaminationen im Rahmen des Stilllegungsverfahrens sollen nach Moormann auf eine Unterschätzung der gemessenen und berechneten Freisetzung hindeuten. Insgesamt gibt es einen Dissens zwischen Moormann und den Befürwortern der HTR-Linie über die Höhe der Freisetzung. Die Expertengruppe kann diesen mit eigenen Mitteln nicht auflösen.

- Einfluss der Temperaturüberhöhung auf die Freisetzung (Kapitel 3.2 in /Moormann 2008a/)

Moormann geht davon aus, dass eine starke Korrelation zwischen Partikelfehlerrate und Freisetzung metallischer Spaltprodukte nicht existiert.

In Peach Bottom war die Cs-Freisetzung deutlich geringer als im AVR trotz höherer Partikeldefektrate.

Der Anstieg muss nach Moormann temperaturbedingt sein. Davon gehen auch etliche andere Autoren aus.

- Freisetzungsmechanismen (Kap. 3.3 in /Moormann 2008a/)

Die Freisetzungsmechanismen Uran-Kontamination und Partikeldefektrate werden durch Verbesserungen der Herstellungsqualität immer weniger bedeutend. Die Beschichtungen der intakten coated particles halten die nichtmetallischen Spaltprodukte immer wirksamer zurück. Für metallische Spaltprodukte sind die intakten Beschichtungen nur unterhalb bestimmter Temperaturen eine wirksame Barriere. Darüber diffundieren metallische Spaltprodukte durch die intakten Beschichtungen in Abhängigkeit von der Temperatur. Grund: Diffusionsvorgänge sind zeitabhängig: im Anschluss an eine Anfangsphase (initial diffusion phase) erfolgt nach einer breakthrough time t_B der Übergang in eine steady state diffusion mit einer bestimmten Rate. Diese wächst mit zunehmender Temperatur und ist außerdem abhängig vom Abbrand und der Neutronenfluenz.

Dieser Prozess ist in verschiedenen Publikationen beschrieben. Moormann diskutiert diese Vorgänge und weist darauf hin, dass die Cs-Freisetzung aus modernen, intakten TRISO-Partikeln größer sein kann als aus BISO-Partikeln. Dies geht auch aus der Dissertation /Allelein 1980/ hervor. Ferner weist er auf ungünstige Ergebnisse von Bestrahlungsexperimenten an modernen GLE-4 Brennelementen hin und bezieht sich auf die Dissertation von Freis (siehe Kapitel 6.4.2)

- Interpretation der AVR-Freisetzungsraten nach der Erhöhung der Heißgastemperatur auf 950 °C im Februar 1974 (Kap. 3.4 in /Moormann 2008a/)

Die Temperaturerhöhung führte mit einer Verzögerung von 0,5 bis 1,5 Jahren zu einer Erhöhung der Freisetzung um 2 bis 3 Größenordnungen. Gründe für die Verzögerung sind aus Moormanns Sicht das Diffusionsverhalten (break through time) und eine langsam steigende Partikelfehlerrate.

Die fehlerhafte Charge von 2400 GLE-1-Brennelementen mit ihrem zu hohen U-235-Gehalt und den resultierenden überhöhten Temperaturen können nach Moormann nicht der Hauptgrund für die erhöhte Freisetzung 1974 bis 1976 gewesen sein. Eine Abschätzung ergibt, dass die GLE-1-Brennelementcharge nur etwa 10 % bis 30% zum drastischen Anstieg der Cäsiumfreisetzung beigetragen haben kann. Der Rest rührt nach Moormann von anderen Brennelementtypen her, wobei je nach Typ neben Partikeldefekten und Uran-Kontamination auch die temperaturabhängige Diffusion durch intakte Beschichtungen wirksam wurde.

Insgesamt kommt Moormann zu dem Schluss, „dass intakte HTR-Brennelemente nicht als fast vollständige Barriere für metallische Spaltprodukte angesehen werden können, wie sie es für Edelgase sind. Metalle diffundieren im Brennstoffkern, in den Beschichtungen und im Graphit. Ein Durchbruch durch diese Barrieren findet im

Langzeit-Normalbetrieb statt, wenn bestimmte, Spaltprodukt-spezifische Temperaturgrenzen überschritten werden.“

6.5.4 Resümee

Es ist unbestritten, dass die ersten im AVR eingesetzten Brennelement-Typen mit karbidischem Brennstoff und BISO-Beschichtungen (Typenbezeichnung UCC, T und GK) schlechte Rückhalteeigenschaften aufwiesen. Diese kamen offensichtlich in der Anfangsphase des AVR-Betriebs wegen der niedrigen Temperaturen weniger zum Tragen. Erst 1970 wurde die mittlere Heißgastemperatur von 720 °C auf 760 °C angehoben (wobei allerdings zu beachten ist, dass die maximalen Temperaturen gemäß dem Monitorkugelvversuch 1970 mindestens 1000 °C betragen haben) und Mitte 1972 °C auf 850°C. Die Messeinrichtung VAMPYR-I wurde 1972 in Betrieb genommen. Die Aktivitätsaufzeichnungen beginnen in der Regel mit dem Jahr 1973. Im Februar 1974 wurde die Heißgastemperatur auf 950 °C angehoben. Der erste massive Aktivitätsanstieg erfolgte durch Strontium Anfang 1974. Die Erklärung, dass das Strontium, das gut in UC₂ diffundiert, infolge der Temperaturerhöhung vermehrt freigesetzt wurde, ist plausibel.

Unstrittig ist auch, dass die GLE-1-Brennelemente, die ab Dezember 1973 eingesetzt wurden, eine hohe Partikeldefektrate aufweisen (zu den möglichen Ursachen siehe z. B. AVR-Quartalsberichte und AVR-Abschlussbericht /Ziermann 1997/, auch /Moormann 2008a/). Damit könnte der nächste massive Aktivitätsanstieg von Cäsium ab Mitte 1975 teilweise erklärt werden.

Schließlich ist unstrittig, dass die anfangs eingesetzten Brennelemente eine hohe herstellungsbedingte Schwermetallkontamination der Graphitmatrix (Anteil ca. 10⁻³) und eine schlechte Qualität der Partikelbeschichtungen aufwiesen. Dass diese Eigenschaften mit den ab 1981 eingesetzten modernen TRISO-Partikeln vom Typ G0-2, GLE-3 und GLE-4 deutlich verbessert wurde, lässt sich an der stark zurückgehenden Edelgasaktivität im Kühlgas ablesen. Auch lässt sich aus den Ergebnissen der VAMPYR-I-Messungen der Schluss ziehen, dass nach ca. Mitte 1976 keine relevanten Cs-Freisetzungen in das Kühlgas mehr stattgefunden haben. Diese Schlussfolgerung setzt voraus, dass die VAMPYR-I-Messungen die Realität korrekt wiedergeben und für alle Betriebszustände des AVR (u. a. die häufig geänderten Beschickungsstrategien und die unterschiedlichen Temperaturprofile) repräsentativ sind. Ein solcher Nachweis ist nach Ansicht der Expertengruppe nicht erbracht. Es gibt im Gegenteil Hinweise auf Einschränkungen der Gültigkeit der VAMPYR-I-Messungen oder gar die Vermutung, dass mit VAMPYR-I die Aktivitätskonzentrationen im Kühlgas unterschätzt werden /Moormann 2008a/. Insofern bleibt die Interpretation der Freisetzungsraten und ihrer Ursachen strittig.

Dies gilt vor allem für den gesamten Komplex der Diffusion, insbesondere des Cäsiums, durch die Beschichtungen der unterschiedlichen Brennelement-Typen. Auf die

Ursachen der Primärkreiskontamination des AVR-Primärkreises bezogen, erscheint die Erklärung der Befürworter HTR-Linie (hohe Freisetzung aus allen Brennelement-Typen mit hoher Matrixkontamination und hoher Partikeldefektrate; praktisch keine Freisetzung aus modernen TRISO-Brennelementen) zu kategorisch und ignoriert Erkenntnisse zum Diffusionsverhalten von metallischen Spaltprodukten durch TRISO-Beschichtungen. Die Eigenschaft von TRISO-Partikeln, Spaltprodukte bis zu einer Temperatur von 1600 °C nahezu vollständig zurückzuhalten, gilt nur unter bestimmten Voraussetzungen. Es dürfen bestimmte Werte für die Bestrahlungstemperatur, die Bestrahlungsdauer, den Abbrand, den Fluss schneller Neutronen und die Dauer der Temperaturbelastung nicht überschritten werden. Andernfalls verlieren TRISO-Partikel bereits bei niedrigeren Temperaturen oder bei kurzzeitigen Temperaturbelastungen mit 1600 °C ihre Rückhaltefähigkeit. Bei den Untersuchungen, in denen die guten Rückhalteeigenschaften nachgewiesen wurden, wurden diese Randbedingungen, die sich an den erwarteten Unfallabläufen in zukünftigen HTR-Konzepten orientieren, offensichtlich eingehalten. Dass diese Randbedingungen auch im realen Betrieb des AVR eingehalten wurden, ist nicht nachgewiesen. Es gibt vielmehr zahlreiche Erkenntnisse und Hinweise, nicht nur von Moormann, dass dies nicht zu jedem Zeitpunkt und an jeder Stelle des AVR-Cores der Fall war. In welchem Umfang sich das im Nachhinein auf der Basis der publizierten Informationen nachweisen lässt, ist zweifelhaft. Zu groß sind die Kenntnislücken bei der physikalisch-technischen Historie der unterschiedlichen Brennelemente beim Transport durch das AVR-Core. Zu nennen sind dabei insbesondere die fehlende Kenntnis der Brennelement-Temperaturen (keine direkten Messungen zwischen 1972 und 1986), die unzureichende Kenntnis des Abbrandes der entnommenen und wieder zugeführten Brennelemente bis 1981 (äußerst ineffektive alte Abbrandmessanlage) und die unzureichende Kenntnis der Bestrahlungsdauer der Brennelemente (Lücken beim Verständnis des Fließverhaltens der Brennelemente im Core; Möglichkeit, dass zu hoch abgebrannte Brennelemente in das Core zurückgeführt wurden). Diese Defizite wiegen besonders schwer, da die Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen bekanntermaßen stark von der Temperatur, dem Abbrand und der Bestrahlungsdauer abhängig ist, wobei der Einfluss dieser Größen für die eingesetzten Brennelement-Typen unterschiedlich ist. Hinzu kommen Zweifel auf der messtechnischen Seite, da nicht ausgeschlossen werden kann, dass die Ermittlung der Spaltstoffkonzentration im Kühlgas mittels der VAMPYR-I-Versuche unzureichend war. Des Weiteren gelten auch im Hinblick auf die Spaltproduktfreisetzung die offenen Fragen zu den Brennelement-Temperaturen wie z. B. die fehlerhafte Beladestrategie.

Vor diesem Hintergrund ist es für die Expertengruppe nicht nachvollziehbar, warum nicht unmittelbar nachdem der drastische Anstieg der Spaltprodukt-, insbesondere der Cäsiumfreisetzung in den Primärkreis festgestellt wurde, weitreichende analytische und messtechnische Maßnahmen zur Ursachenklärung und zur Beseitigung der erheblichen Kenntnislücken ergriffen wurden.

6.6 Schlussfolgerungen zur Primärkreiskontamination des AVR

Die Expertengruppe hält die Ursachen für die in den Jahren 1974 bis 1976 stark angestiegene Primärkreisaktivität im AVR nicht für geklärt. Erklärungsversuche basieren auf dem mangelhaften Rückhaltevermögen der zu Beginn im AVR eingesetzten Brennelementtypen und/oder einer starken Temperaturabhängigkeit der Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen in den Primärkreis. In Bezug auf die Freisetzung von Cäsium wird dem Einsatz von GLE-1-Brennelementen mit hohem Partikeldefektanteil ab Ende 1973 und der Erhöhung der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur von 850 °C auf 950 °C im Februar 1974 die größte Bedeutung beigemessen.

Belastbare Aussagen zu den Ursachen setzen voraus, dass die Abhängigkeit der Spaltproduktfreisetzung von den relevanten Einflussgrößen für die eingesetzten Brennelement-Typen zum einen und die Bedingungen, denen die Brennelemente beim Durchlaufen des AVR-Cores ausgesetzt waren, auf der anderen Seite, bekannt sind. Ausreichend genau bekannt sind nur Typ und Einsatzzeit der verwendeten Brennelemente. Die Temperaturen der Brennelemente wurden auf direktem Wege nur in drei Messkampagnen mit Monitorkugeln 1970, 1972 und 1986 ermittelt. Ansonsten mussten sie ebenso wie die sonstigen physikalisch-technischen Bedingungen beim Durchlauf durch das Core mit Simulationsverfahren rechnerisch bestimmt werden. Erschwerend kommt hinzu, dass sich die von verschiedenen Brennelement-Typen herrührenden Effekte überlagern, da typischerweise sechs bis acht Typen im Einsatz waren.

Das Freisetzungsverhalten einzelner Brennelemente oder Partikel, die entweder im AVR oder in Forschungsreaktoren bestrahlt wurden, wurde anschließend unter definierten Belastungen (Temperatur, Heizzeit usw.) gemessen. Das Rückhaltevermögen moderner TRISO-Brennelemente, bei denen die Freisetzungsmechanismen Uran-Kontamination der Graphitmatrix und Partikeldefekte keine Rolle mehr spielen, erwies sich bei Temperaturen bis 1600 °C als sehr hoch, sofern bestimmte Randbedingungen eingehalten werden. Ob diese Randbedingungen, die sich an den erwarteten Gegebenheiten bei den zu unterstellenden Störfällen in zukünftigen HTR orientieren, auch zu jedem Zeitpunkt des AVR-Betriebs und an jedem Ort des AVR-Core tatsächlich eingehalten wurden, lässt sich aus der der Expertengruppe vorliegenden Daten- und Informationsbasis nicht eindeutig ableiten. Da die Mehrzahl der einschlägigen Publikationen von einer starken Temperaturabhängigkeit der Spaltproduktfreisetzung aus den HTR-Brennelementen ausgeht, ist es für die Expertengruppe naheliegend, dass die 1986 messtechnisch erfasste Temperaturüberhöhung im AVR-Core ursächlich für die hohe Primärkreiskontamination des AVR verantwortlich ist.

7 Dampferzeugerstörfall 1978

Die Expertengruppe hat sich unter technischen, physikalischen und radiologischen Gesichtspunkten intensiv mit dem als „Dampferzeugerstörfall“ bekannten Ereignis vom Mai 1978 befasst. Sie hat sich dabei insbesondere mit dem Ereignisablauf einschließlich der Eingriffe des Betriebspersonals, der sicherheitstechnischen Bewertung des Störfalls, seinen möglichen Folgen und der daraus gezogenen administrativen und baulich-technischen Konsequenzen auseinandergesetzt.

Der Dampferzeugerstörfall wurde bereits im Genehmigungsverfahren des AVR betrachtet. Wie dies erfolgte, wird in Kapitel 7.1 dargestellt. Kapitel 7.2 beschreibt den Ablauf des im Mai 1978 stattgefundenen Dampferzeugerstörfalls. Die Bewertung dieses Störfalls erfolgt in Kapitel 7.3. Auf die im Rahmen des Störfalls stattgefundenen Eingriffe des Betriebspersonals wird in Kapitel 7.4 gesondert eingegangen.

7.1 Behandlung des Dampferzeugerstörfalls im Genehmigungsverfahren

Beim AVR wurde ein „Größter anzunehmender Unfall (GaU)“⁴ entsprechend der Praxis in den 1960er Jahren definiert und mit den Genehmigungsbehörden und ihren Gutachtern abgestimmt. Es zeigte sich, dass ein Dampferzeugerstörfall von allen damals in Betracht gezogenen Störfallkombinationen die größten Auswirkungen nach sich ziehen würde, so dass dieser Störfall als GaU definiert wurde.

Neben dem GaU wurden, unüblich für die damalige Zeit, vom Antragsteller auch die Sicherheitsaspekte des sogenannten „HYPO“ (hypothetischer Störfall) betrachtet, bei dem man über die beim GaU getroffenen Annahmen hinausging. Dieser Fall wurde als äußerst unwahrscheinlich angesehen, es wurde aber davon ausgegangen, dass die radiologischen Folgen denen des GaU entsprächen.

Dampferzeugerschaden der Kategorie GaU beim AVR

In Anlehnung an /Wawrzik 1984/ wird die Einordnung des Dampferzeugerstörfalls wie folgt beschrieben:

Auslöser des Störfalls ist definitionsgemäß der Bruch aller vier - voneinander unabhängigen - Systeme des Dampferzeugers (DE) innerhalb des Reaktordruckbehälters (RB). Als Folge wird der gesamte DE-Inhalt, zuzüglich eines Sicherheitszuschlages für die zeitlich verzögerte Absperrung der Speisewasserzufuhr, in den Primärkreis ausdampfen. Ca. 4100 kg Wasser können so in den Primärkreis ein-

⁴ Beim AVR wurde der „Größte anzunehmende Unfall“ mit „GaU“ abgekürzt. Später hat sich die Schreibweise „GAU“ für die Abkürzung eingebürgert.

dringen, wenn die Absperrungen für den Dampferzeuger bestimmungsgemäß funktionieren.

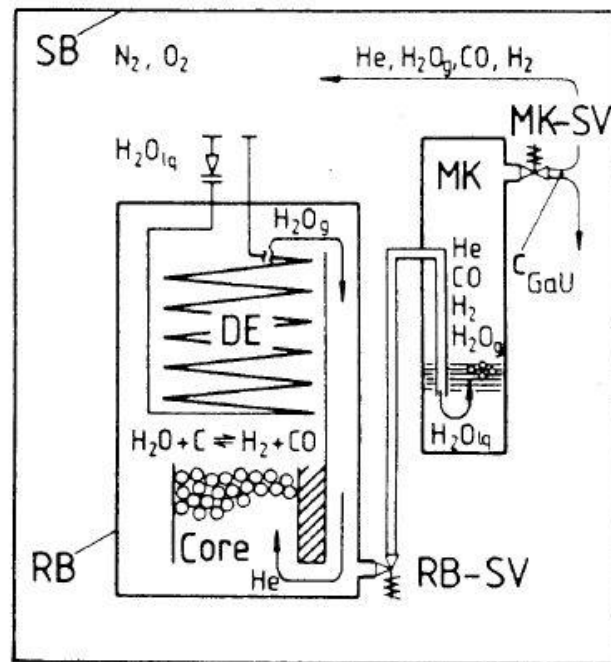
Die einströmende Dampfmenge und die dadurch einsetzende Graphitreaktion bewirken einen Anstieg des Primärsystemdruckes, der bei Erreichen des zulässigen Maximalwertes (ca. 22 bar) durch Abblasen von Primärgasgemisch in die Mischkühler (MK) konstant gehalten wird.

Durch diese Druckentlastung stellt sich im Sicherheitsbehälter orts- und zeitabhängig ein Gemisch aus Luft, Wassergas, Helium und Wasserdampf ein. Die Beherrschbarkeit des Störfalls ist dann gegeben, wenn der Nachweis erbracht wird, dass das Gemisch an keiner Stelle des Sicherheitsbehälters und zu keinem Zeitpunkt die Zündgrenze des Mehrstoffsystems Luft-Wassergas-Helium-Wasserdampf erreicht. Da die Umgebung des Mischkühler-Sicherheitsventils die dazu erforderlichen Mischungsrechnungen nicht zulässt, muss von einer beliebigen Vermischung des einströmenden Gemisches mit der Atmosphäre im Sicherheitsbehälter ausgegangen werden. Aus diesem Grund muss zur Beurteilung der Störfallbeherrschbarkeit statt der Zündgrenze die Inertisierungsgrenze des Systems Wassergas-Helium-Wasserdampf herangezogen werden. Sie gibt den maximalen Wassergasgehalt in einem Helium-Wasserdampfgemisch an, bis zu dem bei beliebiger Verdünnung mit Luft kein zündfähiges Gemisch entstehen kann.

Der maximal zulässige Grenzwert für das einströmende Gasgemisch wurde von behördlicher Seite ohne die inhibierende Wirkung des Wasserdampfes, die nicht als genügend abgesichert galt, festgelegt, so dass sich als Konzentrationsgrenzwert eine maximale Wassergaskonzentration - nur auf Helium bezogen - ergibt. Aufgrund der Streuung von Messergebnissen und Literaturangaben wurde als Grenzwert - mit einem Sicherheitsabstand zu den niedrigsten Literaturwerten - eine maximale Wassergaskonzentration von 12 Vol.-% in 88 Vol.-% Helium für das einströmende Gemisch festgelegt.

Beim GaU werden die Stäbe eingefahren und damit die entstehende Störfallreaktivität stark überkompensiert.

Abbildung 7.1 zeigt die Komponenten, die für den Störfallablauf von Bedeutung sind.



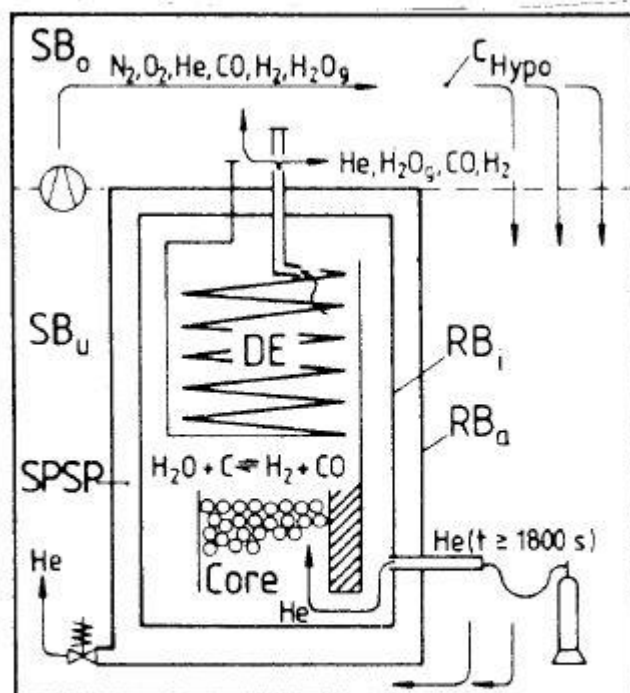
RB-SV "AUF" bei $p_{RB} \geq 22 \text{ bar}$
 MK-SV "AUF" bei $p_{RB} \geq \text{ca. } 12 \text{ bar}$

RB - Reaktorbehälter SB - Sicherheitsbehälter
 MK - Mischkühler DE - Dampferzeuger
 RB-SV - Sicherheitsventil für RB MK-SV - Sicherheitsventil für MK

Abbildung 7.1 Schematische Darstellung der Verhältnisse beim GaU des AVR aus /Wawrzik 1984/

Dampferzeugerschaden der Kategorie HYPO beim AVR

Die Störfallkategorie HYPO geht bei den Störfallannahmen über den GaU hinaus. Sie unterscheidet sich vom GaU dadurch, dass zusätzlich zur gleichzeitigen Leckage aller vier Dampferzeugersysteme im Reaktorbehälter angenommen wird, dass auch 20 % aller Dampferzeugerrohre im Schutzbehälter reißen. Abbildung 7.2 zeigt die wesentlichen Komponenten, die hierbei eine Rolle spielen.



bei $p_{RB_i} \leq 22$ bar wie GaU

Sperrspaltentlastung für $p_{SPSP} - p_{RB_i} \geq 196$ bar

Spülen des RB mit He bei $t \geq 1800$ s

RB_i – innerer Reaktorbehälter

SB – Sicherheitsbehälter

SB_o – oberer Bereich des SB

SPSP – Sperrspalt

RB_a – äußerer Reaktorbehälter

DE – Dampferzeuger

SB_u – unterer Bereich des SB

Abbildung 7.2: Schematische Darstellung der Verhältnisse beim HYPO des AVR aus /Wawrzik 1984/

Hier kann zur Beschreibung des Ablaufs in Anlehnung an /Wawrzik 1984/ festgestellt werden:

Das einleitende Ereignis und die sich anschließende Druckaufbauphase sind identisch mit dem Störfallablauf des GaU, kurz vor Erreichen des Maximaldrucks des inneren Reaktordruckbehälters wird jedoch zusätzlich das Versagen von Dampferzeugerrohren außerhalb des äußeren Druckbehälters unterstellt. So erfolgt eine direkte Druckentlastung des inneren Reaktordruckbehälters in den Sicherheitsbehälter bis zum vollständigen Druckausgleich, die von der Druckentlastung des Sperrspaltes zum Schutz gegen unzulässigen Außendruck des inneren Reaktordruckbehälters begleitet wird.

Aufgrund definierter Belüftungsverhältnisse im oberen Sicherheitsbehälter als Druckentlastungsort sind Mischungsrechnungen unter Einbeziehung der jeweiligen He-

liummassen möglich, die durch Druckentlastung des Sperrspaltes und Spülen des Reaktorbehälters in den oberen Sicherheitsbehälter gelangen.

Deshalb wird beim Störfall Hypo, anders als beim GaU, die Wassergaskonzentration in Helium nach Durchmischung mit dem Gasinventar des oberen Sicherheitsbehälters als maßgeblicher Konzentrationswert herangezogen, der 12 Vol.-% Wassergas in 88 Vol.-% Helium nicht überschreiten darf.

7.2 Ablauf des Dampferzeugerstörfalls im Mai 1978

Im Mai 1978 ist es beim Betrieb des AVR zu einem Schaden am Dampferzeuger gekommen, der im Folgenden zunächst kurz im Hinblick auf den zeitlichen Ablauf dargestellt wird und in späteren Kapiteln bewertet und eingeordnet werden soll. Die Darstellung folgt den Veröffentlichungen /TÜV-Arge KT West 1983, Ziermann 1997/.

Beim AVR waren der Primärkreislauf und die übrigen Helium-Kreisläufe an vielen Stellen durch nur eine Wand von wasserführenden Komponenten getrennt und über Armaturen mit den Kühlwasserkreisläufen verbunden. Dadurch bestand die Möglichkeit des Wasserübertritts in die Gaskreisläufe und es wurde von Zeit zu Zeit eine erhöhte Kühlgasfeuchte festgestellt, die dann über die Gasreinigungsanlage abgeschieden wurde. In den vier Monaten vor dem Dampferzeugerstörfall vom 13.05.1978 gab es schon drei Wassereinbrüche, bei denen aber deutlich geringere Mengen Wasser eingedrungen waren:

- Wassereinbruch vom 14.02.1978 bis 20.02.1978 (insgesamt 0,9 kg Wasser),
- Wassereinbruch vom 28.03.1978 bis 17.04.1978 (insgesamt 8,1 kg Wasser),
- Wassereinbruch vom 02.05.1978 bis 11.05.1978 (insgesamt 5,1 kg – 8,3 kg Wasser).

Im AVR war eine Sicherheitsschaltung "Kühlgasfeuchte zu hoch" installiert, die (bezogen auf eine Gastemperatur von 950 °C bei einer Feuchte von 0,01 Vol.-%) eine Schnellabschaltung auslösen sollte. Bei den vorgenannten drei Wassereinbrüchen wurden von der Betriebsmannschaft die Messbereiche der Feuchtemessung so umgestellt, dass die Reaktorschutzanregungen unwirksam wurden und der Reaktor wieder angefahren werden konnte. Bei einer Gastemperatur von 500 °C wurde dann die Feuchte ausgeheizt und in der Gasreinigungsanlage abgeschieden.

Normalerweise entsprach der Messbereich der Feuchtefühler bei 10 bar 0,0013 Vol.-%. Während der drei oben genannten Wassereinbrüche wurde er auf bei 10 bar 0,0923 Vol.-% umgestellt, beim zweiten Wassereinbruch „vermutlich“ (laut /TÜV Arge KTW 1983/) auch auf bei 10 bar 0,9 Vol.-%. Die maximal angezeigte Feuchte betrug 0,14 Vol.-%.

Am 13.05.1978 trat eine Störung am Steuergerät für das Dampferzeuger-Sicherheitsventil auf, wodurch es zu einem Dampfdurchtritt durch das Sicherheitsventil in den Mischkühler kam. Da die Behebung des Fehlers während des Betrie-

bes nicht möglich war, wurde die Anlage abgefahren. Beim Abfahren der Anlage stieg die Kühlgasfeuchte zunächst auf 0,6 Vol.-% am 14.05.1978 und fiel dann bis zum 16.05.1978 zunächst auf 0,32 Vol.-%. Da die Reparatur des Steuergeräts abgeschlossen war, wurde die Anlage dann am 16.05.1978 auf eine thermische Leistung von 10 MW und eine Kühlgastemperatur von 500 °C angefahren, um den Primärkreis zu trocknen. Der Messbereich der Feuchtefühler war bereits am 14.05.1978 so umgestellt worden, dass er laut /TÜV Arge KTW 1983/ „keinem definierten Anzeigewert“ mehr entsprach. Die gemessene Feuchte wird mit bis zu 2 Vol.-% angegeben. Am 18.05.1978 (ca. 10 Uhr) sprach die Füllstandsüberwachung der Bruchkanne an, obwohl dieser zu dieser Zeit kein Kugelbruch zugeführt wurde. Eine Inspektion zeigte, dass Wasser in der Bruchkanne enthalten war, von denen eine Wasserprobe genommen wurde. Deren hoher Ammoniumgehalt bestärkte den Betreiber in seiner Meinung, dass das Wasser nicht aus einem Dampferzeugerleck stammen würde. Erst am 19.05.1978 wurde der Trocknungsvorgang, der nicht die erwarteten Ergebnisse brachte, abgebrochen und der Reaktor abgefahren. Der Dampferzeuger wurde bis zum 23.05.1978 zur Kühlung in Betrieb gehalten, um Graphitkorrosionen an den Brennelementen zu vermeiden.

Da die Ursache des Wassereintruchs nicht eindeutig festlag, wurde das Helium aus dem Reaktor abgepumpt und der Kreislauf an den Stellen geöffnet, an denen möglicherweise Wasser vorhanden sein konnte; solches Wasser wurde dann ebenfalls abgepumpt. Aufgrund der großen Menge von etwa 27 m³ wurde vermutet, dass ein Dampferzeugerleck die Ursache sein müsste. Durch Prüfungen am Dampferzeuger wurde schließlich ein Rohr identifiziert, das ein Leck in der Größenordnung von 1 mm² bis 3 mm² aufwies. Das defekte Rohr und die entsprechenden Anschlüsse an den Sammlern wurden durch Verschweißen verschlossen.

Vom Betreiber wurde der Verbleib des in den Primärkreis eingedrungenen Wassers untersucht und dokumentiert /Ziermann 1997/. Demnach waren entsprechend Abbildung 7.4 rund 27 m³ Wasser im Primärkreis enthalten und zwar im Wesentlichen in der Beschickungsanlage, im Kugelabzugsrohr und im Gebläse- und im Reaktorraum.

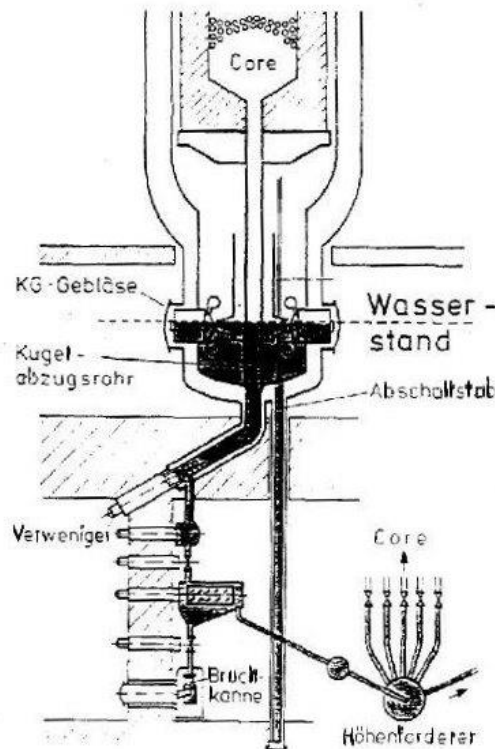


Abbildung 7.3: Stand des in den Primärkreis eingedrungenen Wassers /Ziermann 1997/

So wurden aus dem Kompressor der Beschickungsanlage rund 140 l Wasser abgeschieden und aus den Förderrohren weitere 400 l Wasser. Bei der Öffnung der Förderrohre sind diese 400 l in den Schutzbehälter gelaufen und haben sich dort in der Auffangkalotte gesammelt. Damit war eine gewisse Freisetzung von Tritium in die Atmosphäre verbunden, sie lag jedoch unterhalb der in der Strahlenschutzverordnung für Störfälle festgeschriebenen Grenzen.

Die großen Wassermengen (rund 17 m³) aus dem unteren Bereich des Reaktorbehälters wurden dann in einen speziellen Behälter gefüllt und später in die Dekontaminationseinrichtung der KFA verbracht. Nach Ablassen des Wassers aus dem Reaktorbehälter wurden noch weitere 5 m³ aus den Abschaltstabbereichen entfernt und in den zuvor erwähnten Behälter gefüllt. Restwassermengen, die im inneren Reaktorbehälter, in Durchführungen für die Förderrohre, in den Gebläsen und in weiteren Rohrleitungen verblieben waren, wurden schließlich durch Herstellung von Unterdruck im Reaktorbehälter entfernt, so wurden nochmals rund 1,9 m³ Wasser abgeschieden und in den Behälter eingefüllt.

Die Reaktivität des Reaktors wurde laufend durch Kontrolle der Kritikalität überwacht. Mit Hilfe der Beschickungsanlage wurden gemäß /Wimmers 1980/ nach deren Trocknung 2050 Brennelemente entnommen, weiterhin wurde das System mit Stickstoff unter 1 bar aufgefüllt. Als Sicherheit hätten noch Borkugeln zugegeben

und weitere Brennelemente entnommen werden können. Die Nachuntersuchung von 150 Kugeln, die unter Wasser gestanden hatten (insgesamt waren ca. 5000 Brennelemente unter Wasser), in den heißen Zellen der KFA zeigten nur geringfügige Veränderungen.

Untersuchungen der mechanischen Festigkeit und zum Ausheizverhalten bei erhöhten Temperaturen zeigten praktisch keine Unterschiede zu „normalen“ Brennelementen. Zur Verbesserung der Unterkritikalität wurden 1979 weitere 1300 Brennelemente, also insgesamt 3350 Brennelemente, aus dem Reaktor entnommen /Wimmers 1980/.

Im Rahmen der Fehlersuche wurden dann die vier Dampferzeugersysteme geöffnet und mit Hilfe einer Heliumleckprüfung untersucht. Das defekte Rohr wurde nach Stickstoffeinfüllung und Druckbeaufschlagung gefunden. Aus der Geschwindigkeit des Druckanstiegs im Reaktorbehälter wurde schließlich auf eine Leckgröße von ca. 3 mm² geschlossen. Das Leck war im Bereich des Endüberhitzers entstanden.

Das defekte Rohr und die entsprechenden Anschlüsse an den Sammlern sind danach durch Verschweißen geschlossen worden (Abbildung 7.5), was angesichts der vorhandenen Heizflächenreserve von 10 % zulässig war. Bei der Schadensbeurteilung wurde davon ausgegangen, dass das Leck zunächst auch kleiner als 3 mm² gewesen sein und sich dann später im Verlaufe mehrerer Tage erweitert haben könnte.

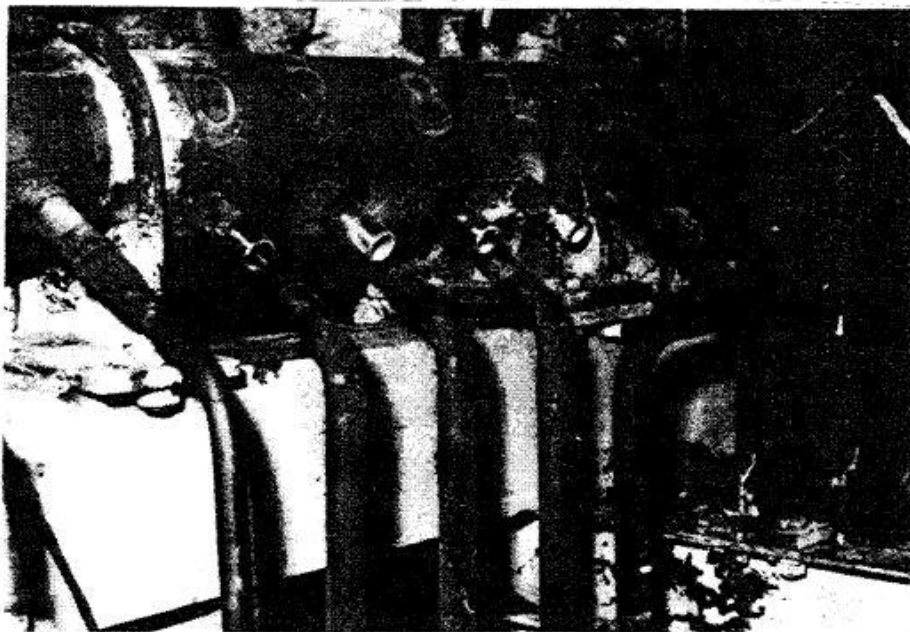


Abbildung 7.4: Ansicht des Systemaustrittssammlers mit abgetrennten Rohren /Ziermann 1997, S. 215/

Aus den Abläufen während des Störfalls konnte diese Annahme allerdings nicht schlüssig gefolgert werden, da geeignete Messinstrumentierungen im Primärkreis nicht vorhanden waren.

Nach Auftreten und Behebung dieses Dampferzeugerschadens wurden beim AVR einige anlagentechnische Änderungen und Verbesserungen vorgenommen:

- An den Deckeln für die Abschaltstäbe wurden Wassersensoren und Entwässerungseinrichtungen angebracht,
- die Messung des H_2O -Partialdrucks im Kühlgas wurde verbessert, die Grenzwerte für die Sicherheitsschaltung wurden entsprechend angepasst,
- die Überwachung der Anlage wurde durch Installation eines neuen Rechners, der Messwerte und Grenzwertüberschreitungen von 200 wichtigen Größen im Kraftwerk erfassen und mit kurzer Zeitauflösung verarbeiten konnte, verbessert.

Vom Betreiber selbst wurden gemäß /Ziermann 1997, Tabelle 2/ folgende Schlussfolgerungen gezogen, die dann bei der Planung des HTR-Modul-Reaktors durch Siemens/Interatom auch berücksichtigt wurden:

- Messung des Wasserfüllstandes sowie Einplanung von Entwässerungseinrichtungen für Reaktorbehälter und weitere relevante Behälter. (Die vorhandenen Feuchtefühler in der Gasphase hatten sich als nicht ausreichend erwiesen).
- Vervollständigung der Instrumentierung des Sekundärkreises zur Ermöglichung einer „Wasserbilanz“. (Dies war bei dem Dampferzeugerstörfall mangels ausreichender Messtechnik nicht möglich gewesen.)
- Vermeiden von Toträumen und U-förmig verlegten Leitungen.
- Geschützte Anordnung nässeempfindlicher Komponenten (dies gilt insbesondere für die Beschickungsanlage und die Kühlgasgebläse).
- Vorhalten des notwendigen Platzes für eventuelle Reparaturarbeiten, sowie
- Einplanung verstärkten Personaleinsatzes nach Störungen und Störfällen. Dies betrifft insbesondere die Zugangsmöglichkeiten zur Reaktoranlage und zu den Hygieneeinrichtungen.

Auch andere Veröffentlichungen wie /Kröger 1989/, die das Geschehen beim AVR analysiert haben, kommen zu ähnlichen und weiteren Schlussfolgerungen und Empfehlungen.

7.3 Bewertung des technischen Störfallablaufs

Der Störfall beim AVR im Jahre 1978 unterschied sich deutlich von den Verhältnissen und Bedingungen, die in Kapitel 7.1 für den GaU erläutert werden. Im Einzelnen können folgende Feststellungen für den Ablauf des Störfalls im Jahre 1978 getroffen werden:

- Es trat kein unzulässiger Druckaufbau auf.
- Es wurde keine Gasbildung beobachtet.
- Ein Abblasen des Primärkreisinhalts in den Mischkühler war nicht erforderlich.
- Es wurde keine Steigerung der Reaktivität beobachtet.
- Es wurden keine strukturellen Schäden an Brennelementen und Coreeinbauten festgestellt.
- Eine nennenswerte Freisetzung von Radionukliden aus dem Containment erfolgte nicht. Lediglich aus dem ausgelaufenen Wasser (rund 400 l), welches Tritium enthielt, trat offenbar eine Kontamination unterhalb des Containments auf.

Insgesamt war damit das Ereignis mit seinen Auswirkungen weit entfernt von denjenigen, die für die Ereigniskategorien GaU und HYPO erwartet wurden. Allerdings ist das Ereignis auch nicht aussagekräftig für die Überprüfung der Modellvorstellungen, die der Behandlung der zuvor genannten Ereignisse zugrunde gelegt wurden, da die Temperaturen relativ niedrig waren, da der Ausgangszustand des Cores nicht genau bestimmt werden kann und da die Instrumentierung der Anlage – zum Zeitpunkt des Ereignisses war beispielsweise keine Instrumentierung zur Messung etwaiger Wasserstände im Primärkreis vorhanden – wenig Rückschlüsse auf das Geschehen zuließ.

Ein gewisser Anstieg der Kühlgasaktivität, im Wesentlichen der Tritium- und Strontiumaktivität, kann möglicherweise als Ablösung dieser Isotope von grafitischen sowie auch von metallischen Oberflächen interpretiert werden.

7.4 Eingriffe des Betriebspersonals

Die nachfolgenden technischen Ausführungen erfolgen auf der Grundlage des TÜV-Abschlussberichts /TÜV-Arge KT West 1983/ vom April 1983 sowie des AVR-Abschlussberichts /Ziermann 1997/ und der AVR-Quartalsberichte 1/78 und 2/78. Bei Eintritt von Feuchtigkeit in den Primärkreis besteht die sicherheitstechnische Aufgabe darin, die Korrosionsrate der Brennelemente sowie die Wassergasentstehungsrate unterhalb zulässiger Grenzwerte zu halten. Dazu wird vom Reaktorschutzsystem eine Schnellabschaltung ausgelöst, wenn die Feuchtemessfühler eine Überschreitung bestimmter Grenzwerte feststellen und die Sicherheitsschaltung „Kühlgasfeuchte zu hoch“ anspricht. Diese Sicherheitsabschaltung kann mittels eines Schlüsselschalters überbrückt werden, um kleinere Mengen eingedrungener Feuchtigkeit (z. B. durch Leckagen von Ventilen bei Entwässerungsvorgängen) auch bei überschrittenen Grenzwerten der Feuchtemessung ausheizen zu können.

Im vorliegenden Fall hat das Betriebspersonal (wie bei drei vorangegangenen, jedoch wesentlich geringeren Wassereintritten im Jahre 1978) nicht den vorgesehenen Schlüsselschalter benutzt, sondern die Messbereiche von einem Messraum

aus so umgestellt, dass die Reaktorschutzanregung unwirksam wurde. Damit konnte der abgefahrne Reaktor auf 500 °C wie in den drei vorangegangenen Fällen mit dem Ziel angefahren werden, die eingedrungene Feuchtigkeit ausheizen zu können. In den vorangegangenen Fällen betrugen die eingedrungenen Wassermengen ca. 1 kg bis 10 kg, im vorliegenden Fall jedoch ca. 27 t.

Der Betreiber begründete sein Vorgehen damit, auf die Sicherheitsschaltung „Kühlgasfeuchte“ nicht ganz verzichten zu wollen, wie das bei der Betätigung des Schlüsselschalters der Fall gewesen wäre. Allerdings stellt der TÜV ARGE KTW hierzu fest, dass in der gewählten Messbereichstellung „... *von einer definierten Wirksamkeit des Reaktorschutzes nicht gesprochen werden kann*“. Gleichwohl erhob der TÜV gegen das „... *Vorgehen des Betreibers keine sicherheitstechnischen Bedenken*“. Diese Aussage als nachträgliche Sanktionierung auszulegen, wird vom TÜV durch seine weiteren Aussagen eindeutig widerlegt. Der TÜV verwies auf wesentliche Mängel im Reaktorschutz (u. a. fehlende automatische Dokumentationsmöglichkeit wichtiger Größen, unzureichende Instrumentierung), in der Betriebsanleitung und beim Verhalten des Personals (unzureichende Abstimmung des Betriebspersonals untereinander). Die Erkenntnisse resultieren in umfassenden Anordnungen durch die Behörde (u. a. Entfernung des Schlüsselschalters und Ersatz durch einen Schalter zur Messbereichsumschaltung der Kühlgasfeuchte, Installation eines Betriebsüberwachungssystems mit Dokumentation aller Grenzwertüberschreitungen; Überarbeitung des Betriebshandbuchs). Das Verhalten des Personals, das offensichtlich gegen Betriebsvorschriften verstieß, und die Tatsache, dass das Personal über zehn Tage Ursache und Ausmaß des Störfalls nicht erkannte, „erklärt“ der TÜV im Nachhinein mit Mängeln in Instrumentierung und Betriebsvorschriften.

Die Frage nach der Zulässigkeit des Eingriffs des Betriebspersonals beantwortet das Schreiben der Aufsichtsbehörde an die AVR GmbH vom 21.7.1978, in dem es heißt: „ ... *Im Rahmen der Untersuchungen zum o.g. Störfall ist durch Mitarbeiter des TÜV Rheinland und durch Beamte meines Hauses festgestellt worden, dass der mit dem Bezugsschreiben festgelegte Grenzwert für die Kühlgasfeuchte (100 vpm,) von Ihnen zu höheren Werten verstellt worden ist und der Reaktor mit dem verstellten Grenzwert betrieben worden ist. Sie haben damit ohne Genehmigung die festgelegte Betriebsweise Ihres Reaktors geändert. Die Aufsichtsbehörde wird prüfen, ob hiermit der Tatbestand einer Ordnungswidrigkeit nach § 46 Abs.1 AtG vorliegt ...*“. (Schreiben des Ministers für Arbeit, Gesundheit und Soziales des Landes Nordrhein-Westfalen an die Geschäftsführung der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor AVR GmbH vom 21. Juli 1978, AZ: III C4 – 8944 AVR-3.12.1-).

8 Radiologie

Im folgenden Kapitel werden radiologische Aspekte des Betriebs des AVR sowie des Dampferzeugerstörfalls im Jahr 1978 beleuchtet.

Zur Zeit der Inbetriebnahme des AVR galt in Deutschland die „Erste Strahlenschutzverordnung“, die 1977 wesentlich verändert wurde und seither als „Strahlenschutzverordnung“ bezeichnet wird. Auch die Genehmigungsaufgaben der zuständigen Behörde unterlagen in der Anfangszeit einem deutlichen Wandel. In Kapitel 8.1 wird daher auf die damalige Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem AVR und deren Entwicklung eingegangen.

Auch im Hinblick auf die Überwachung der Emission von teils schwer nachweisbaren Radionukliden in der Fortluft gab es eine zeitliche Entwicklung. Diese wird in Kapitel 8.2 für den Zeitraum von der Inbetriebnahme des AVR bis zu seiner Stilllegung im Jahr 1988 dargestellt.

In Kapitel 8.3 werden die radiologischen Aspekte des Dampferzeugerstörfalls im Jahr 1978 behandelt. Dabei werden die Freisetzungen von Radionukliden innerhalb der Anlage sowie in deren Umgebung aufgezeigt, außerdem die Ergebnisse der Umgebungsüberwachung im fraglichen Zeitraum. Die mögliche Strahlenexposition von Personen außerhalb des Anlagengeländes durch den Störfall wird diskutiert.

Anfang 1999 wurde am AVR eine Boden- und Grundwasserkontamination durch ausgetretenes radioaktiv kontaminiertes Betonkammerwasser entdeckt. Kapitel 8.4 behandelt die Entdeckung dieser Kontaminationen und deren vermutete Ursache. Außerdem wird untersucht, ob eine erhebliche Strahlenexposition von Personen der Bevölkerung möglich gewesen ist, solange die Kontaminationen unentdeckt waren.

In Kapitel 8.5 sind die wesentlichen Ergebnisse des Kapitels 8 zusammengefasst.

8.1 Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem AVR

Für die einzelnen Emittenten radioaktiver Stoffe auf dem Gelände der Kernforschungsanlage Jülich war Ende der 1960er Jahre jeweils ein Anteil festgelegt, zu dem diese Einzelemittenten zur Gesamtemission der Kernforschungsanlage beitragen dürften. Mit der Inbetriebnahme des AVR wurde auch diese Anlage in das Konzept integriert, hierzu wird auf Kapitel 8.1.1 verwiesen. Für den AVR waren zusätzlich weitere Beschränkungen der Emissionen radioaktiver Stoffe festgelegt, auf die in Kapitel 8.1.2 eingegangen wird.

8.1.1 Begrenzungen für alle Emittenten im Bereich der KFA

Für jede der Emissionsquellen am Standort war ein Anteil definiert, zu dem sie zur Gesamtemission beitragen durfte /Vogt 1979b/. Durch die Kernforschungsanlage Jülich GmbH wurden Emissionsjahresberichte und Emissionsquartalsberichte für die atomrechtliche Aufsichtsbehörde erstellt, die auch die Aktivitätsableitungen aus dem AVR einschlossen. Alle in der Umgebung sich überlagernden Umweltkontaminationen sollten auf diese Weise koordinierend erfasst werden. Auflagengemäß waren in den Quartalsberichten die wöchentlich freigesetzten Emissionsmengen der in Tabelle 8.1 genannten Emittenten aufzuführen.

Tabelle 8.1: Koordinationsplan für die Emittenten radioaktiver Stoffe mit der Abluft im Bereich der KFA /Vogt 1979b/

Emittent	Emissionshöhe [m]		Reservierter Umweltbelastungsanteil [%]
	real	effektiv	
Reaktor FRJ-1	60	60	5
Reaktor FRJ-2	35	35	15
Reaktor AVR	48	25	10
Heiße Zellen	60	60	10
Brennstoffzellenlabor	25	25	10
Ausbreitungs- und Ablagerungsexperimente	20-120 bzw. 2	20-120 bzw. 2	10
Chemiezellen	25	25	10
Neutronengenerator INC	20	10	1
Zyklotron IKP	20	20	2
Kompaktzyklotron IFF	26	10	1
Veraschungsanlage	40	28	10
Reserve	-	-	16

Die zur Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung benötigten Tagesemissionswerte wurden ebenfalls in den Quartalsberichten mitgeteilt.

Die maximal für ein Nuklid zulässigen Emissionsmengen aus einer der Emissionsquellen wurden für „quasikontinuierlich“ erfolgende Freisetzungen aus der langjährigen vierdimensionalen meteorologischen Statistik der Diffusionskategorien, der Windrichtung, der Windgeschwindigkeiten und der Niederschläge, den Dosiskonstanten, der Schornsteinhöhe, den Dosisrichtwerten, den radiologischen Transferfaktoren und dem für jeden Emittenten festgelegten Anteil an der maximal zulässigen Umweltbelastung errechnet /Vogt 1979b/. Wurden im Berichtszeitraum mehrere Nuklide von einem Emittenten freigesetzt, so war eine Summenformel anzuwenden. Die Wochenemissionen wurden zusätzlich beschränkt, um Ableitungen der Jahresemissionsmenge in wenigen großen Einzelemissionen auszuschließen und eine

Verteilung der Abluftaktivitäten in verschiedene Ausbreitungsrichtungen aufgrund wechselnder Wetterlagen zu garantieren.

8.1.2 Spezifische Begrenzungen für den AVR

Die Erste Strahlenschutzverordnung (1. SSVO) begrenzte die höchstzulässigen Konzentrationen in Luft und Wasser, welche aus Kontrollbereichen herausgelangen konnte. Die Forderung des § 34 (1) der 1. SSVO lautete:

„(1) Aus Kontrollbereichen herausgelangende Luft oder herausgelangendes Wasser darf, wenn die Möglichkeit des Entweichens besteht, keine von einem Umgang mit radioaktiven Stoffen herrührende höhere Konzentration radioaktiver Stoffe als ein Zehntel der in Anlage II genannten Werte enthalten.“

Mit dem Stand der Ersten Verordnung zur Änderung und Ergänzung der 1. SSVO vom 24.03.1964 (BGBl. I 1964, S. 233ff) betrug beispielsweise ein Zehntel des Konzentrationswerts in Luft gemäß Anlage II 1. SSVO

- für Tritium $7,4\text{E}+03 \text{ Bq/m}^3$ ($2\text{E}-07 \text{ } \mu\text{Ci/cm}^3$),
- für Xe-133 $1,11\text{E}+05 \text{ Bq/m}^3$ ($3\text{E}-06 \text{ } \mu\text{Ci/cm}^3$),
- für beliebige Gemische radioaktiver Stoffe $1,48\text{E}-02 \text{ Bq/m}^3$ ($4\text{E}-13 \text{ } \mu\text{Ci/cm}^3$).

Bei Ableitung mehrerer Radionuklide war eine Summenformel anzuwenden.

Diese Werte waren bis zum 31.03.1977 gültig. Die Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 13.10.1976 trat am 01.04.1977 in Kraft und löste die 1. SSVO in der Fassung der Bekanntmachung vom 15.10.1965 ab.

An Stelle der Konzentrationswerte konnten nach der 1. SSVO auch Ableitungswerte in Form einer Gesamtaktivität, die in einem bestimmten Zeitraum abgeleitet werden durfte, vom Betreiber einer Anlage beantragt werden. In diesem Fall war nachzuweisen, dass die Dosisgrenzwerte der 1. SSVO mit den entsprechenden Ableitungen eingehalten wurden. Solche Ableitungswerte wurden von der AVR GmbH aber zunächst nicht beantragt, obwohl es offenbar nicht möglich war, die Konzentrationswerte, die sich auf einen cm^3 Abluft beziehen und keine Mittelung über größere Volumina oder längere Zeiträume zulassen, einzuhalten⁵. Auch messtechnisch war der Nachweis der Einhaltung der Konzentrationswerte nicht zu führen.

⁵ Die ersten drei Bescheide für den Betrieb des AVR enthalten keine Festlegungen zu Ableitungswerten (Bescheid Nr. 9 AVR vom 17.05.1966 für den Anfahrbetrieb bis zu einer bestimmten Neutronenflussdichte, Bescheid Nr. 10 AVR vom 28.08.1967 für den Anfahrbetrieb bis zu einer thermischen Leistung von 4,5 MW und Bescheid Nr. 11 AVR vom 21.11.1967 für den Anfahrbetrieb bis zur thermischen Nennleistung von 46 MW).

Mit einem Schreiben vom 16.01.1969 /AVR 1969/ teilte die AVR GmbH dem Arbeits- und Sozialminister des Landes NRW mit, dass die Zehntelwerte bei der Ableitung gasförmiger radioaktiver Stoffe für Xe-133 überschritten wurden:

„Infolge von Störfällen wurde die zulässige Aktivitätsabgabe im Jahr 1968 einige Male überschritten. ... Im Jahr 1968 wurden 66 über den 1/10-Wert hinausgehende kurzzeitige Spitzen der Aktivitätskonzentration festgestellt.“

Insgesamt sieben Tage des Jahres 1968 werden in dem Schreiben genannt, an denen auch im Tagesmittel der Zehntelwert für Xe-133 überschritten wurde, maximal um etwa einen Faktor 3. Anzumerken ist, dass die Verwendung des Begriffs „Störfälle“ im Schreiben als Ursache der Überschreitungen nicht der heute gebräuchlichen Terminologie entspricht. Es würde sich allenfalls um „anormalen Betrieb“ handeln.

Mit dem Bescheid Nr. 12 AVR für dessen Dauerbetrieb vom 30.06.1969 wurde festgelegt, dass radioaktive Gase mit der Abluft nur in solchen Mengen abgeleitet werden dürften, die die nach § 34 (1) der 1. SSVO höchstzulässigen Konzentrationen nicht überschritten. Mit Schreiben vom 20.03.1970 /AVR 1970a/ beantragte die AVR GmbH beim Arbeits- und Sozialminister des Landes NRW abweichende Ableitungswerte, da die des Bescheids für den Dauerbetrieb offensichtlich nicht einhaltbar waren. Die Nichteinhaltbarkeit war aber schon länger bekannt, wie das oben genannten Schreiben der AVR GmbH vom 16.01.1969 zeigt. Mit ihrem Schreiben vom 20.03.1970 teilte die AVR GmbH mit:

„Aus betrieblichen Gründen ist es erforderlich, bei der Abgabe radioaktiver Stoffe in die Luft die Zehntelwerte der Anlage II der Ersten Strahlenschutzverordnung kurzfristig zu überschreiten.“

Unter Bezug auf §§ 34, Absatz 3 der Ersten Strahlenschutzverordnung bitten wir Sie, daß Sie uns gestatten, die Abgabe radioaktiver Stoffe in die Luft derart vorzunehmen, daß deren Konzentration in der Abluft über kürzere Zeiträume die Zehntelwerte der Anlage II überschreitet, gemittelt über einen Monat jedoch eingehalten wird.

Die Spitzenwerte sollen – gemittelt über 1 Woche – 4/10 der Anlage II-Werte nicht überschreiten.

Dabei sind höhere Konzentrationen innerhalb eines kürzeren Zeitraumes, sofern sie nicht zu Überschreitung des vorgenannten Wochenmittels führen, zulässig.“

Die Genehmigungsbehörde verlangte daraufhin von der AVR GmbH zusätzliche Erläuterungen zu diesem Schreiben, insbesondere eine stichhaltige Begründung für die Abgabe, nähere Angaben zu Radionukliden sowie Berechnungen zur Strahlenexposition in der Umgebung. Diese wurden mit Schreiben der AVR GmbH vom 30.06.1970 /AVR 1970b/ nachgereicht. Beigefügt war ein Schreiben des TÜV Rheinland e.V., mit dem die Einhaltung des Dosisgrenzwerts in der Umgebung bei den beantragten Ableitungswerten bestätigt wurde.

Mit dem 3. Nachtrag zum Bescheid Nr. 12 AVR vom 13.04.1971 wurde der AVR GmbH dann gestattet, monatlich bis zu $1,59\text{E}+11$ Bq (4,3 Ci) in Form von Xe-133 und/oder Kr-85 mit der Abluft über die Ablufthauben abzuleiten. Außerdem wurde „unter dem Vorbehalt des jederzeitigen Widerrufs“ gestattet, zeitweise höhere Konzentrationen an Xe-133 und Kr-85 über die Ablufthauben abzuleiten als nach § 34 (1) 1. SSVO vorgeschrieben, sofern die Konzentration ein Zehntel der in Anlage II der 1. SSVO genannten Werte im Monatsmittel nicht überschritt. Die Genehmigungsbehörde nahm dabei Bezug auf die betrieblichen Erfordernisse (z. B. Spülen des Schutzbehälters vor Betreten) und die radiologische Unbedenklichkeit der gestatteten Ableitungen.

Im Jahr 1979 wurden dann Ableitungswerte für radioaktive Stoffe - als auf Zeiträume bezogene Aktivitätsgrenzwerte - festgelegt, ohne dass weiterhin Konzentrationen begrenzt wurden. Solche Konzentrationswerte waren mit der neuen Strahlenschutzverordnung, die am 01.04.1977 in Kraft trat, nicht mehr vorgesehen. Mit Zulassungen wurden 1979 und 1980 der Grenzwert für Edelgase auf $3,7\text{E}+12$ Bq (100 Ci) pro Jahr erhöht sowie Grenzwerte für die Abgabe von H-3 auf $3,7\text{E}+12$ Bq (100 Ci) pro Jahr und für C-14 auf $3,7\text{E}+11$ Bq (10 Ci) pro Jahr festgelegt. Eine differenziertere Festlegung der Grenzwerte erfolgte erst mit der Ersten Ergänzung zum Genehmigungsbescheid Nr. 7/12 vom 24.02.1988. Damit wurden die jährlichen Ableitungen mit der Fortluft wie folgt begrenzt:

- $3,7\text{E}+12$ Bq für die Summe aller Edelgase,
- $1,8\text{E}+07$ Bq für I-131,
- $3,7\text{E}+07$ Bq für Br-82,
- $2,8\text{E}+07$ Bq für Sr-90,
- $2,8\text{E}+05$ Bq für die Summe aller Alpha-Strahler,
- $3,7\text{E}+07$ Bq für die Summe aller Aerosole einschließlich Sr-90 und Alpha-Strahler,
- $3,7\text{E}+12$ Bq für H-3 und $2,0\text{E}+11$ Bq für C-14.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass es deutliche Probleme mit der Einhaltung der Vorgaben der 1. SSVO zu maximalen Konzentrationswerten von Radionukliden in der Abluft gab. Dass durch die AVR GmbH nicht schon für die 1. Teilgenehmigung einhaltbare Ableitungswerte zum Betrieb beantragt wurden, ist aus heu-

tiger Sicht schwer verständlich. Offenbar waren die Probleme der Genehmigungsbehörde aber frühzeitig bekannt und es wurde auch dort nicht mit der heute zu erwartenden Stringenz und Eile eine Lösung herbeigeführt. Unabhängig von der Einhaltung dieser Vorgaben des Strahlenschutzrechts liegen aber keine Hinweise auf eine mögliche Überschreitung der damaligen Dosisgrenzwerte („30 mrem-Konzept“) in der Umgebung vor.

Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser erfolgten am AVR nicht direkt, so dass keine spezifischen Ableitungswerte für den AVR festgelegt wurden. Konventionelles Abwasser bzw. Sanitärabwasser wurde in den Schmutzwasserkanal eingeleitet, der zur Kläranlage des Forschungszentrum Jülich führt. Möglicherweise radioaktiv kontaminierte Wässer wurden in Behälter gefüllt und über das Forschungszentrum entsorgt. Ausnahme war der „Chemiewasserkanal“, über den Wasser aus dem Sekundärkreis an das Forschungszentrum abgegeben wurde.

8.2 Überwachung der Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft des AVR

Allgemeine Ausführungen zu im bestimmungsgemäßen Betrieb in den Anfangsjahren aus dem AVR freigesetzten Radionukliden finden sich beispielsweise in /Engelhard 1972, S. 231/. Dort wird ausgeführt:

„Die Schutzbehälteratmosphäre enthält infolge geringer Kühlgasleckagen aus den Gaskreisläufen (Undichtigkeit der Armaturen) jederzeit eine geringe Aktivitätskonzentration. Diese Aktivitäten gelangen über die Entlüftungsanlage ins Freie. Bei den radioaktiven Stoffen handelt es sich um Edelgasisotope, Kr 88, Kr 85m, Xe 133 und Xe 135, und um Folgeprojekte der Edelgase - zu mehr als 90 % Rb 88⁶ -, die als Schwebstoffe vorliegen.

Zusätzlich gelangen die Regeneriergase der Gasreinigungsanlage in die Abluft. Bei der Regenerierung der Gasreinigungsanlage wird das anfallende Regeneriergas, das an radioaktiven Substanzen fast ausschließlich das langlebige Isotop Kr 85 enthält, zunächst in Behältern aufgefangen. Anschließend wird es unter Beachtung der zulässigen Maximalkonzentrationen dosiert in die Atmosphäre abgegeben.“

Die Maßnahmen zur Überwachung der Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft des AVR werden in /Ziermann 1997/ beschrieben. Demnach war der AVR ursprünglich nur mit Einrichtungen zur Aerosol- und Edelgas-Luftüberwachung ausgerüstet.

⁶ Rubidium-88 mit einer Halbwertszeit von 17,8 Minuten ist Tochternuklid von Krypton-88 (Halbwertszeit 2,84 Stunden)

Diese Anlagen konnten wahlweise zur Überwachung der Abluft oder zur Überwachung der Atmosphäre im Schutzbehälter eingesetzt werden. Jede der beiden Anlagen bestand aus einer Filterbandanlage und einer nachgeschalteten Durchflussionisationskammer. Ein Teilstrom der zu messenden Atmosphäre wurde durch ein Filterband geleitet, an dem mittels eines Endfensterzählrohrs die Aktivität des abgetrennten Staubes bestimmt wurde. Es handelte sich um eine unverzögerte Messstelle zur Erfassung kurzlebiger Nuklide. Ein zweites Endfensterzählrohr war so angeordnet, dass es vom Filterband etwa sieben Stunden nach der Bestäubung passiert wurde, es diente mithin als verzögerte Messstelle zur Erfassung langlebiger Nuklide. Mit der nachgeschalteten Durchflussionisationskammer wurde dann die gasförmige Aktivität bestimmt.

Mit diesen Einrichtungen wurden Aktivitätskonzentrationen im Schutzbehälter und in der Abluft bestimmt. Zusammen mit der Abluftmenge wurde die Aktivitätsabgabe an die Atmosphäre ermittelt.

Die Ableitungen von H-3 wurden bis einschließlich 1972 nicht separat messtechnisch überwacht. Die Gründe hierfür sind nicht nachvollziehbar, da bereits lange zuvor bekannt war, dass in Kühlgas und Frischdampf bzw. Speisewasser H-3 in nicht unerheblicher Menge vorlag. In den Quartalsberichten der AVR GmbH wurde in der Regel über Messungen der H-3-Aktivitätskonzentration berichtet, ebenso über die Bemühungen, den Mechanismus des Übertritts vom Primärkreis in den Sekundärkreis zu verstehen. Die Werte waren von 1968 bis 1973 in der Tendenz angestiegen, eine Überwachung der Fortluft wäre aber auch schon vor 1973 angemessen gewesen. Es kann davon ausgegangen werden, dass bei einer frühzeitigen Überwachung der Fortluft ein grundsätzliches Problem bei der H-3-Rückhaltung in der Kühlgasreinigung früher aufgefallen wäre. Dieses Problem ist als Meldepflichtiges Ereignis „Überhöhte Tritiumableitung mit der Fortluft“ im Juli 1973 dokumentiert. Darin heißt es /BMI 1977/:

„Nach der vorgesehenen Konzeption der Kühlgasreinigung sollte das in der Reinigungsanlage anfallende Tritium in flüssiger Verbindung in einem Auffangbehälter gesammelt werden. Untersuchungen ergaben, dass der größte Teil des Tritiums nicht, wie vorgesehen, in dem Auffangbehälter anfiel, sondern über die Fortluftanlage in die Atmosphäre gelangte. Unmittelbar nach Bekanntwerden dieser Sachlage wurden in die Abgasleitung der Gasreinigungsanlage Tritium-Absorber installiert, die in Verbindung mit der Herabsetzung des Feuchtegehaltes am Absorber die Tritiumfracht in die Abluft auf ein zulässiges Maß begrenzen.“

Die ab 1973 erhobenen Messwerte von H-3 in der Fortluft sind in Abbildung 8.1 dargestellt. Wurden Messwerte verschiedener Proben in einem Quartalsbericht aufgeführt, so wurden sie hier für die grafische Darstellung gemittelt.

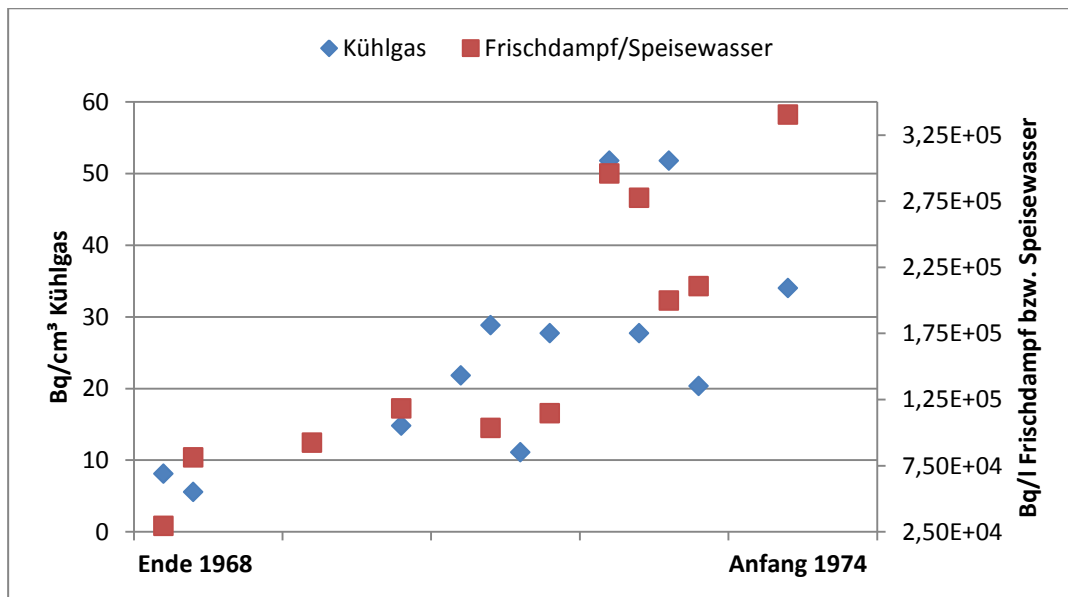


Abbildung 8.1: H-3-Konzentration in Kühlgas und Frischdampf bzw. Speisewasser des AVR zwischen Dezember 1968 und 1. Quartal 1974

In den Jahren 1978 und 1979 wurden die KTA-Regel 1504 "Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser" und die KTA-Regel 1503.1 "Messung und Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe" verabschiedet. Für den AVR wurde durch ein Schreiben des Ministers für Arbeit, Gesundheit und Soziales des Landes Nordrhein-Westfalen (MAGS) vom 29.10.1979 ab 01.01.1980 die Anwendung dieser KTA-Regeln angeordnet. Entsprechend dieser Regeln wurden Einrichtungen zur bilanzierenden Überwachung nachgerüstet, mit denen die Aktivitätsabgabe von radioaktiven Edelgasen und Aerosolen, I-131, Br-82, Sr-89, Sr-90, H-3, C-14 und Alpha-Strahlern erfasst werden konnte. Die nuklid-spezifische Überwachung der Aerosolaktivität, die Überwachung auf Alpha-Strahler sowie die Überwachung auf C-14 begannen im 4. Quartal 1979.

Bezüglich der Aktivitätsabgaben mit Abwasser gab es keine eigene Ableitung des AVR, sondern eine Übergabe an das Forschungszentrum. Die Ableitung erfolgte dann über das Forschungszentrum im Rahmen der für dieses festgelegten Grenzwerte. Auch die diesbezügliche Berichtspflicht an den MAGS oblag dem Forschungszentrum.

Einen Überblick über Messergebnisse der Emissionsüberwachung von 1968 bis 1990 gibt Abbildung 8.2. Die eingezeichneten Daten beruhen auf den jährlichen Berichten des Forschungszentrums zu Emissionen und Strahlenexposition. In /Vogt

1979b/ wurde über die Emissionen von 1969 bis 1978 berichtet⁷. Zu den einzelnen Messreihen in Abbildung 8.2 ist anzumerken:

- Bis Ende 1979 bedeuten die Werte die Aktivität der **Edelgase** Kr und Xe, ab 1980 die Gesamtedelgasaktivität.
- Das kurzlebige Radionuklid **Rb-88** (Halbwertszeit 17,8 Minuten) wurde bis Ende 1979 bilanziert, um die Aerosolabgaben zu erfassen. Die Daten entfielen mit den Anforderungen der damals neuen KTA-Regel 1503.1, die die Bilanzierung von **langlebigen aerosolgebundenen Radionukliden** fordert. Nachgewiesen wurden Co-60, Sr-89, Sr-90, Ag-110m, Cs-134, Cs-137, Eu-154 und Eu-155, wie sich aus den Berichtsbögen ergibt, die die AVR GmbH dem Forschungszentrum für die Meldung an die atomrechtliche Aufsichtsbehörde übersandte.
- **H-3** wurde erst ab 1973 in der Fortluft gemessen und bilanziert.
- **I-131** wurde ab 1980 zur Umsetzung der KTA 1503.1 bilanziert. Das gleiche gilt für **C-14**.

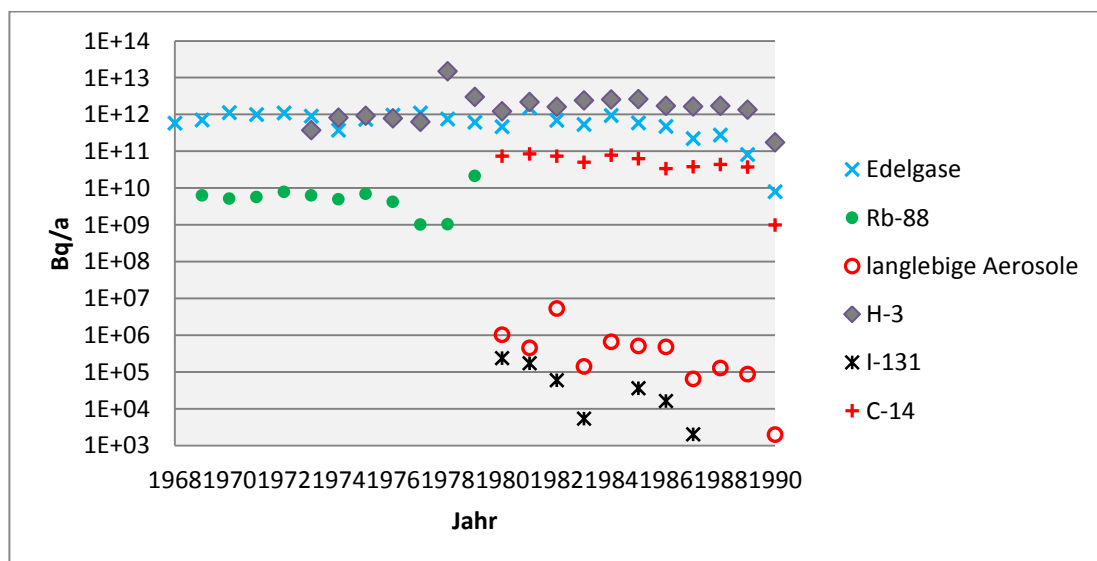


Abbildung 8.2: Emissionen mit der Abluft aus dem AVR von 1968 bis 1990

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass die Emissionsüberwachung des AVR zwar den jeweils gültigen Anforderungen der 1. SSVO und sonstigem untergesetzlichem Regelwerk entsprach, aus heutiger Sicht aber nicht geeignet war, alle radiologisch relevanten Nuklide zu erfassen. Erst ab 1980, durch die neue KTA-Regel und

⁷ Statt des in /Vogt 1979b/ genannten Werts von 62 Ci für Xe/Kr im Jahr 1970 sind hier 30,3 Ci eingetragen. Aus einer Einsichtnahme in Originalunterlagen ließ sich feststellen, dass von der AVR GmbH ein Wert von 30,3 Ci an die Aufsichtsbehörde und die KFA gemeldet worden war, der Wert in /Vogt 1979b/ also offenbar einen Übertragungsfehler darstellte.

die Forderung nach deren Umsetzung durch die zuständige Behörde erfolgte eine Überwachung, die von ihrem Umfang her alle wichtigen Radionuklide umfasste. Da neben der Emissionsüberwachung auch betriebliche Messwerte⁸ innerhalb der Anlage erfasst wurden sowie ein Programm zur Umgebungsüberwachung existierte, ist aber nicht davon auszugehen, dass es zu so hohen nicht bilanzierten Ableitungen gekommen ist, dass Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung überschritten wurden.

8.3 Dampferzeugerstörfall 1978 - Radiologische Folgen

Durch den Dampferzeugerstörfall kam es zu erhöhten Konzentrationen radioaktiver Stoffe im eingetretenen Wasser, im Primärgas und im Frischdampf. Freisetzungen radioaktiver Stoffe nach außen erfolgten aus dem Reaktorgebäude, dem Maschinenhaus und aus der Warmen Werkstatt, in die kontaminiertes Wasser verbracht worden war.

Im folgenden Kapitel 8.3.1 wird zunächst auf die Freisetzung von Radionukliden innerhalb der Anlage eingegangen. Kapitel 8.3.2 behandelt die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung, Kapitel 8.3.4 die Ergebnisse der Umgebungsüberwachung im Jahr 1978. In Kapitel 8.3.5 wird auf die potenzielle Strahlenexposition außerhalb des Anlagengeländes aufgrund der in Zusammenhang mit dem Dampferzeugerstörfall freigesetzten Radionuklide eingegangen.

8.3.1 Freisetzung von Radionukliden innerhalb der Anlage

8.3.1.1 Radionuklide im eingedrungenen Wasser

Im AVR-Quartalsbericht für das 2. Quartal 1978 wird über die Aktivitätsbestimmung in Wasserproben nach dem Dampferzeugerstörfall berichtet /AVR 1978a/. Parallel zum Abpumpen des Wassers aus dem Primärkreis wurden an verschiedenen Stellen Proben zur Aktivitätsbestimmung gezogen. Untersucht wurden zwei Proben, die am Höhenförderer entnommen wurden. Im zuerst entnommenen Wasser wurde eine deutlich höhere Aktivität festgestellt als bei den zu einem späteren Zeitpunkt gezogenen Proben. Bezogen auf den 01.06.1978 zeigten sich zusammengefasst die folgenden Resultate:

- Aktivitätskonzentration in der Wasserprobe 1:
 - 7,8E+08 Bq/l Beta-Gesamtaktivität,
 - 6,3E+09 Bq/l H-3 (offenbar in Beta-Gesamtaktivität nicht enthalten),
 - 3,7E+08 Bq/l Sr-90,

⁸ Beispielsweise wurde aufgrund von fünfmaligen Messungen der C-14-Aktivität im Zeitraum Juli 1974 bis Februar 1978 eine jährliche C-14-Aktivitätsabgabe mit der Abluft von 5,33E+10 Bq (1,44 Ci) errechnet /AVR 1978b/.

- bis zu $1,2\text{E}+07$ Bq/l übrige Spalt- und Aktivierungsprodukte (insbesondere Eu- und Cs-Isotope),
- Aktivitätskonzentration in der Wasserprobe 2 (nicht auf H-3 untersucht):
 - $5,6\text{E}+08$ Bq/l Beta-Gesamtaktivität,
 - $2,6\text{E}+08$ Bq/l Sr-90,
 - bis zu $2,7\text{E}+06$ Bq/l übrige Spalt- und Aktivierungsprodukte (insbes. Eu- und Cs-Isotope).

Der AVR-Quartalsbericht für das 3. Quartal 1978 /AVR 1978b/ führt auf Seite 17f aus:

„Während des Abpumpens der ersten 1.000 l aus dem Primärkreis wurden verschiedene Proben gezogen und gammaspektrometrisch untersucht. Bei einigen Proben wurden auch die Sr-89-, Sr-90- und die Tritiumaktivitäten bestimmt. Die Messungen ergaben, daß die Sr- und Cs-Isotope sowie J-131 und Tritium in allen, oft mehrere Tage voneinander getrennt gezogenen Proben in einem gleichen Verhältnis standen, was auf eine diesen Isotopen gemeinsame gute Löslichkeit hindeutet. Die Eu-Isotope, sowie Co-60 und Zn-65 zeigen hingegen eine deutliche Abhängigkeit ihrer Konzentration vom Trübheitsgrad der Wasserprobe.“

Das gesamte in den Primärkreis eingedrungene Wasser wurde nach /AVR 1978b/ - mit Ausnahme des in den Abschaltstab-Hüllrohren befindlichen Wassers - in einen Großbehälter abgepumpt. Anschließend wurden im oberen und im unteren Bereich des ca. 3,5 m hohen Großbehälters Wasserproben gezogen. Die in /AVR 1978b/ genannten Messwerte sind in Tabelle 8.2 zusammengestellt. Für die löslichen Isotope ergaben sich praktisch keine Unterschiede in den Aktivitätskonzentrationen, wohl aber konnten im unteren Behälterbereich, wo sich Graphitstaub absetzt, Europium-Isotope nachgewiesen werden.

Tabelle 8.2: Aktivitätskonzentration im Wasser des Großbehälters /AVR 1978b/

Nuklid	Aktivitätskonzentration [Bq/l], bezogen auf den 21.06.1978	
	Probe „unten“	Probe „oben“
I-131	$7,14\text{E}+04$	$8,88\text{E}+04$
Cs-134	$1,43\text{E}+06$	$1,42\text{E}+06$
Cs-137	$2,61\text{E}+06$	$2,72\text{E}+06$
Sr-89	$5,03\text{E}+05$	n.n.
Sr-90	$5,40\text{E}+07$	$4,14\text{E}+07$
Eu-154	$7,47\text{E}+04$	n.n.
Eu-155	$5,55\text{E}+04$	n.n.
Eu-156	$1,45\text{E}+05$	n.n.
γ-gesamt	$4,88\text{E}+06$	$4,26\text{E}+06$
β-gesamt	$1,23\text{E}+08$	$9,25\text{E}+07$

n.n.: nicht nachgewiesen

Gemäß der Beschreibung in /Ziermann 1997/ wurde das während des Dampferzeugerschadens angefallene Wasser in einem Behälter mit einem Fassungsvermögen von 30 m³ gesammelt und an die Abteilung Dekontamination der KFA abgegeben. Der Behälter enthielt nach /Ziermann 1997/ 1,5E+12 Bq feste Spaltprodukte und 1E+14 Bq Tritium.

Die TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West hat den Wassereinbruch im Auftrag des Ministeriums für Arbeit, Gesundheit und Soziales des Landes Nordrhein-Westfalen untersucht und im April 1983 einen zusammenfassenden Abschlussbericht vorgelegt /TÜV-Arge KT West 1983/. Die mittlere Tritiumaktivität des in das Primärsystem eingedrungenen Wassers wird darin mit 4,4E+09 Bq/l (0,12 Ci/l) und die mittlere Gesamtaktivität an sonstigen Spaltprodukten mit 1,2E+08 Bq/l (3,3 mCi/l) angegeben.

In Tabelle 8.3 sind die Angaben zum Gehalt von radioaktiven Stoffen im durch den Dampferzeugerstörfall eingetretenen Wasser der oben genannten Quellen gegenüber gestellt. Unter Beachtung der unterschiedlichen Herkunft von Proben sowie der unterschiedlichen Zeitpunkte der Probenahmen etc. sind die Angaben in relativ guter Übereinstimmung.

Tabelle 8.3: Konzentration von radioaktiven Stoffen im durch den Dampferzeugerstörfall eingetretenen Wasser nach verschiedenen Quellen im Vergleich (alle Angaben umgerechnet auf Bq/l)

Quelle		Nuklid(-gruppe)					
		H-3	Sr-90	Gamma-gesamt	Beta-gesamt	„feste Spaltprodukte“	„sonstige Spaltprodukte“
AVR 1978a	erste Probe	6,3E+09	3,7E+08	-	7,8E+08	-	-
	zweite Probe	-	2,6E+08	-	5,6E+08	-	-
AVR 1978b	Probe aus Sammelbehälter „oben“	-	4,1E+07	4,3E+06	9,2E+07	-	-
	Probe aus Sammelbehälter „unten“	-	5,4E+07	4,9E+06	1,2E+08	-	-
Ziermann 1997	aus Gesamtaktivität bezogen auf 21 m ³ errechnet	4,8E+09	-	-	-	7,1E+07	-
TÜV-Arge KT West 1983	mittlere Konzentration	4,4E+09	-	-	-	-	1,2E+08

8.3.1.2 Radionuklide in Primärgas und Frischdampf

Bezogen auf das Primärgas wird in /AVR 1978a/ ausgeführt, dass die Gamma-Gesamtaktivität im April 1978 bei fallender Tendenz zwischen $4,74\text{E}+12$ Bq und $3,89\text{E}+12$ Bq betrug, jeweils bezogen auf 2000 m^3 im Normzustand (i. N.). Umgerechnet auf 1 m^3 bedeutet dies eine Gamma-Gesamtaktivität von $2,37\text{E}+09$ Bq/ m^3 bzw. $1,95\text{E}+09$ Bq/ m^3 .

Zur spezifischen Tritiumaktivität im Primärgas wird in /AVR 1978a/ berichtet, dass sich diese auf Grund des Wassereinbruchs vom 28.03.1978 auf $6,7\text{E}+08$ Bq/ m^3 i. N. ($1,8\text{E}-08$ Ci/ cm^3 i. N.) verzehnfachte. Die spezifische Tritiumaktivität im Frischdampf erhöhte sich um den Faktor 2,5 auf $3\text{E}+05$ Bq/kg ($8\text{E}-09$ Ci/g). Nach dem Wassereinbruch am 02.05.1978 wurden ebenfalls höhere spezifische Tritiumaktivitäten gemessen.

8.3.2 Freisetzung von Radionukliden mit der Fortluft in die Umgebung aufgrund des Dampferzeugerstörfalls 1978

Im Jahresbericht /Vogt 1979b/ sind für den AVR die für das Jahr 1978 ermittelten tatsächlichen Emissionen genannt. Diese sind in Tabelle 8.4 zusammengestellt. Angaben zu Ar-41, Iod-Isotopen und anderen Aerosolen als Rb-88 sind in /Vogt 1979b/ für den AVR nicht genannt, da diese nicht gesondert überwacht wurden (vergleiche Kapitel 9.2).

Tabelle 8.4: Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft des AVR im Jahr 1978 /Vogt 1979b/

Nuklide	Emittierte Aktivität	
	[Ci]	[Bq]
Kr-85, Kr-85m, Kr-87, Kr-88	28,2	$1,04\text{E}+12$
Xe-133, Xe-135, Xe-135m, Xe-138	1,92	$7,10\text{E}+10$
H-3	399	$1,48\text{E}+13$
Rb-88	0,028	$1,0\text{E}+09$

Schwach radioaktive Wässer, z. B. Abschlammwässer aus dem Sekundärkreislauf, wurden gemäß /Ziermann 1997/ über einen Spezialkanal dem Speicherbecken der Abteilung Dekontamination in der KFA zugeleitet. Wässer, die möglicherweise stärker kontaminiert sein konnten, wurden in Auffangbehältern gesammelt und mit speziellen Tankwagen zur Dekontamination in die KFA gebracht, wo sie dekontaminiert bzw. eingedampft wurden oder, wenn ihr Aktivitätsinhalt nur geringfügig war, über den Spezialkanal dem Speicherbecken zugeführt.

Zu Vorkommnissen mit erhöhten Emissionen wird in /Vogt 1979b, S. 17/ ausgeführt:

„In der Zeit vom 29.05. bis 13.06.1978 wurden vom Versuchsreaktor AVR die Freisetzung von 316 Ci H 3 gemessen. Bei der Entfernung tritiumhaltigen Wassers aus dem Kühlkreislauf gelangte, wie der Aufsichtsbehörde gemeldet wurde, Tritium in Form von HTO in den Schutzbehälter und über die Schutzbehälterlüftung in die Abluft. Auch diese Tritiumfreisetzungen sind mit den übrigen H 3-Ableitungen des AVR in der Berechnung der Strahlenexposition für das Jahr 1978 berücksichtigt.“

Im Emissionsbericht für das 2. Quartal 1978 /Vogt 1978a/ sind die Tritium-Freisetzungen des AVR über das Maschinenhaus monatsweise und für das Reaktorgebäude und die Warme Werkstatt tagesgenau aufgelistet. Daraus ergibt sich für die Tritium-Freisetzungen Folgendes:

- über das Maschinenhaus in 14 m Höhe (kontinuierlich):
 - 7,94E+10 Bq im 2. Quartal 1978,
 - davon 5,19E+10 Bq im April und 2,74E+10 Bq im Mai,
- über das Reaktorgebäude (in 49 m Höhe):
 - 1,26E+13 Bq im 2. Quartal 1978,
 - davon 2,49E+10 Bq im April, 2,68E+12 Bq im Mai und 9,88E+12 Bq im Juni,
 - die höchsten Freisetzungen erfolgten zwischen dem 29.05.1978 und dem 08.06.1978,
- über die Warme Werkstatt (in etwa 10 m Höhe):
 - 6,78E+10 Bq im 2. Quartal 1978,
 - die Freisetzungen erfolgten zwischen dem 15.06.1978 und dem 30.06.1978.

Damit betragen die Gesamtfreisetzungen des AVR an Tritium im 2. Quartal 1978 gemäß /Vogt 1978a/ 1,27E+13 Bq oder in der alten Einheit 343 Ci. Für den Zeitraum vom 29.05.1978 bis 13.06.1978 ergeben sich nach /Vogt 1978a/ 317,9 Ci als Freisetzung an Tritium aus Reaktorgebäude und Warmer Werkstatt des AVR, während für diesen Zeitraum in /Vogt 1979b/ 316 Ci als Gesamtfreisetzung genannt werden (siehe Zitat weiter oben).

In der „tagesgenauen“ Auflistung der Freisetzungen in /Vogt 1978a/ sind teils Tage zusammengefasst, teils fehlen Tage. So finden sich in /Vogt 1978a/ keine Daten für

- den 15.05.1978,
- den 20.05.1978, und
- den 25.-28.05.1978,

da die Werte nicht täglich ermittelt wurden.

In den Folgemonaten sind die Freisetzungen von Tritium aus dem AVR rückläufig. Im 3. Quartal 1978 werden gemäß /Vogt 1978b/ noch insgesamt 1,75E+12 Bq

(47,4 Ci) freigesetzt, davon $1,45 \times 10^{12}$ Bq (39,1 Ci) aus dem Reaktorgebäude und $3,07 \times 10^{11}$ Bq (8,3 Ci) aus der Warmen Werkstatt. Für das 4. Quartal werden in /Vogt 1979a/ noch insgesamt $2,59 \times 10^{11}$ Bq (7,0 Ci) als Tritium-Freisetzung ausgewiesen, davon $2,15 \times 10^{11}$ Bq (5,8 Ci) aus dem Reaktorgebäude und $4,44 \times 10^{10}$ Bq (1,2 Ci) aus der Warmen Werkstatt.

Weiter oben in Kapitel 8.2 ist in Abbildung 8.2 der zeitliche Verlauf der Emissionen über die Fortluft aus dem AVR von 1968 bis 1990 dargestellt. Ein deutlicher Anstieg im Jahr 1978 zeigt sich dabei nur für Tritium. Die Emissionen von Edelgasen oder Rb-88 zeigen dagegen keine Auffälligkeit.

In der Diskussion der Emissionen radioaktiver Stoffe im Jahr 1978 und ihrer Trends Trends wird in /Vogt 1979b, S. 21/ ausgeführt:

„Die Tritiumfreisetzungen sind von 113 Ci im Jahre 1977 auf 600 Ci im Jahre 1978 angestiegen. Diese Erhöhung geht im wesentlichen auf den AVR zurück, bei dem (siehe Kapitel 5) tritiumhaltiges Wasser über den Schutzbehälter in die Abluft gelangte.“

Zur Tritiumüberwachung der Abluft wird in /AVR 1978b, S. 27/ ausgeführt:

„Die Reaktorabluft wird seit dem 01.06.1978, die Abluft der Warmen Werkstatt seit dem 15.06.1978 quasikontinuierlich auf ihre Tritiumaktivität überwacht. Zu diesem Zweck wird das Tritium in ca. 24-stündigem Rhythmus aus der Abluft angereichert.“

Obwohl es sich hierbei vorzugsweise um HTO handelt, wird der Probegasstrom durch ein CuO-Bett geleitet, um vorhandenes HT bzw. CH_3T (aus Primärgasleckagen) zu HTO zu verbrennen.

Parallel dazu wird die Reaktorabluft stichprobenweise mit der Luftüberwachungsanlage 3 (LÜA 3) gemessen. Diese Messung hat im Gegensatz zum bilanzierenden Verfahren den Vorteil, daß die Tritiumaktivität unmittelbar angezeigt und geschrieben wird. Beide Verfahren stimmen befriedigend überein, sofern die Spaltedelgase im Probegas ein gewisses Maß nicht überschreiten.

Aus den bisherigen Anreicherungsapparaturen sollen Dauereinrichtungen zur betrieblichen Abluftaktivitätsüberwachung werden. Hierzu wird jedoch eine verfahrenstechnische und apparative Verfeinerung angestrebt.“

Zu den Messergebnissen wird anschließend in /AVR 1978b/ ausgeführt, dass im Kühlgas im Mittel $23,46 \text{ Bq/cm}^3$ i.N. und im Frischdampf $105,08 \text{ Bq/cm}^3$ i.N. bestimmt wurden. Bedingt durch wechselnde Heißgastemperaturen und den Gehalt an inaktivem Wasserstoff schwankte die Tritiumaktivität im Kühlgas beträchtlich. Dabei zeigten Wasserstoff- und Tritiumkonzentration im Kühlgas einen linearen Zusammenhang. Im Frischdampf waren die Schwankungen erheblich geringer. Zwischen

den Tritiumaktivitäten in beiden Kreisläufen war kein unmittelbarer Zusammenhang zu erkennen.

Die TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West stellt in /TÜV-Arge KT West 1983/ fest, dass bei der Entfernung des tritiumhaltigen Wassers aus dem Kühlgaskreislauf Tritium in Form von HTO in den Schutzbehälter und über die Lüftungsanlage des Schutzbehälters in die Abluft gelangte. Der Abgabewert wurde auf $1,17\text{E}+13$ Bq (315 Ci) geschätzt. Die TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West bezog sich dabei auf ein Schreiben der AVR GmbH vom 26.06.1978 an das Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Soziales des Landes Nordrhein-Westfalen. Während eines Teils der Freisetzungszeiträume war keine kontinuierliche Tritium-Abluftüberwachung vorhanden. Deshalb musste für diese Zeiträume die Freisetzungsrate teilweise errechnet werden. Die TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West bestätigte in /TÜV-Arge KT West 1983/, dass es sich bei dem Wert von $1,17\text{E}+13$ Bq (315 Ci) um die Obergrenze des möglichen Abgabewerts handelt. Zum Zeitpunkt des Dampferzeugerstörfalls gab es keine Begrenzung einer Jahresableitung an Tritium, sondern nur eine Konzentrationsbegrenzung (siehe Kapitel 8.1.2). Der 1979 festgelegte Grenzwert für die Tritium-Ableitung in einem Kalenderjahr betrug $3,7\text{E}+12$ Bq (100 Ci), also etwa ein Drittel der durch den Dampferzeugerstörfall 1978 verursachten Tritium-Ableitung.

8.3.3 Ergebnisse der Umgebungsüberwachung im Jahr 1978

Die im Jahr 1978 zur Umgebungsüberwachung der Kernforschungsanlage Jülich durchgeführten Untersuchungen und ihre Ergebnisse sind in /Vogt 1979c/ dargestellt. Das Überwachungsprogramm umfasste im Jahr 1978:

- Aerosole (kontinuierliche und stichprobenartige Messungen),
- Gamma-Dosisleistung (kontinuierliche und stichprobenartige Messungen),
- Niederschläge (kontinuierliche Probenahme),
- Oberflächenwasser der Rur (kontinuierliche Probenahme und Stichproben),
- Schlamm im Hauptentwässerungskanal der KFA (kontinuierliche Probenahme),
- Biologische Objekte im Oberflächenwasser der Rur (Pflanzen, Plankton, Seston) (Stichproben),
- Grundwasser aus Grundwasserpeilrohren (Stichproben),
- Trinkwasser aus der KFA und Wasserwerken (Stichproben),
- Acker-, Weide- und Waldboden (jeweils Stichproben), sowie
- Gras, Milch und Feldfrüchte (jeweils Stichproben).

Zu den Ergebnissen der Umgebungsüberwachung wird in /Vogt 1979c/ ausgeführt:

„Zusammenfassend läßt sich feststellen:

- 1. Im Berichtsjahr sind keine Überschreitungen der nach der Strahlenschutzverordnung maximal zulässigen Aktivitätskonzentrationen in der bodennahen Luft und im Wasser zu verzeichnen.*
- 2. In Atemluft, Trinkwasser und Nahrungsmitteln in der Umgebung der KFA waren keine signifikanten Erhöhungen der Umweltradioaktivität festzustellen, die einen Beitrag der Emissionen aus der KFA erkennen lassen.*
- 3. Der Umwelteinfluß der Aktivitätsfreisetzungen in der KFA-Umgebung hat sich - soweit überhaupt vorhanden - im Rahmen der statistischen Schwankungen der natürlichen Radioaktivität und der weiträumigen Einstreuungen aus Kernwaffenversuchen gehalten.*
- 4. Die Ergebnisse der Umgebungsüberwachung stehen im Einklang mit den Abschätzungen der Umweltkontamination aus den Resultaten der Emissionsüberwachung unter Verwendung der Ausbreitungsrechnung (6).*
- 5. Als Gesamtergebnis der Umgebungsüberwachung ergibt sich, daß eine Beeinträchtigung der Umweltqualität durch die Freisetzungen radioaktiver Stoffe in Abluft und Abwasser der KFA mit Sicherheit auszuschließen ist.“*

In bestimmten Medien war ein Einfluss der KFA nach /Vogt 1979c/ aber festzustellen. So wird unter anderem ausgeführt:

„Im Berichtsjahr (44. Kalenderwoche, Anm. d. Verf.) wurde in einem Fall eine erhöhte H 3-Konzentration von 30 nCi/l im Niederschlag an der Zentralen Meßstelle festgestellt, die aus einer KFA-Emission stammte.

...

Die Überwachung der Umgebungsstrahlung am KFA-Zaun zeigt Erhöhungen im Bereich des AVR-Reaktors und des Abfallagers für radioaktive Stoffe der Betriebsabteilung Dekontamination. Da diese Erhöhungen nicht von Emissionen herrühren, sondern eine Direktstrahlung aus ortsfesten Quellen repräsentieren, ist ihre Reichweite auf wenige hundert Meter beschränkt.

...

Im Rurwasser läßt sich wegen der mit der Einleitung des Hauptentwässerungskanal verbundenen Verdünnung eine Erhöhung des Radioaktivitätspegels nur für H 3 feststellen.“

Die auffälligen H-3-Messwerte des Jahres 1978 können nicht dem Dampfzergerstörfall am AVR zugeordnet werden, da weitere H-3-Emittenten der KFA als Verur-

sacher in Frage kommen⁹. Zur Reduzierung der durch den Betrieb des AVR verursachten Ortsdosisleistung war bereits im Oktober 1975 eine zusätzliche Abschirmung auf Drängen¹⁰ der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde auf der 38 m-Bühne im Schutzbehälter angebracht worden. Zuvor waren die Vorgaben der 1. SSVO, bezogen auf den Zaun des AVR-Geländes, auf einen als Lagerraum genutzten Wetterschutz sowie auf eine Bürobaracke nicht eingehalten.

8.3.4 Potenzielle Strahlenexpositionen durch den Dampferzeugerstörfall außerhalb des Anlagengeländes

Im Emissions-Jahresbericht für 1978 /Vogt 1979b/ wird die Dosis durch Inhalation und Ingestion als potenzielle Strahlenexposition (Ganzkörperdosis) der kritischen Bevölkerungsgruppe an der ungünstigsten Einwirkungsstelle außerhalb des Anlagenzauns durch die Tritium-Emissionen des AVR angegeben. Die kritische Bevölkerungsgruppe sind in diesem Fall Erwachsene. Die ermittelte Ganzkörperdosis betrug 0,037 mSv durch Ingestion und 0,008 mSv durch Inhalation im Jahr und trug über 95 % zur Dosis durch alle Emittenten des Standorts bei.

Die TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West hat in /TÜV-Arge KT West 1983/ die radiologischen Folgen für die abgeschätzte Obergrenze der Tritium-Freisetzung ermittelt. Als Inhalationsdosis wurden 2,1 µSv (0,21 mrem) angegeben, als Ingestionsdosis durch Milchverzehr bei Kleinkindern 3,3 µSv (0,35 mrem). Die Berechnung bezog sich auf den dauernden Aufenthalt an der ungünstigsten Einwirkungsstelle und den Verzehr von Milch, wenn die Kuh nur Futter von der am höchsten kontaminierten Stelle in der Umgebung erhält.

Die Strahlenexposition in der Umgebung der Anlage lag damit auch im Jahr mit den erhöhten Ableitungen aufgrund des Dampferzeugerstörfalls deutlich unterhalb des damals gültigen Grenzwerts von 0,3 mSv (30 mrem) im Kalenderjahr für den Ganzkörper. Auch die mit der aktuellen Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte wären eingehalten gewesen. Darüber hinaus war die Dosis deutlich geringer als die mittlere natürliche Strahlenexposition in Deutschland in Höhe von 2,4 mSv effektiver Dosis.

⁹ Gemäß /Vogt 1979b/ rührte die insgesamt im Jahr 1978 in die Umgebungsluft abgegebene H-3-Aktivität zu zwei Dritteln vom AVR und zu einem Drittel vom Forschungsreaktor FRJ-2 her. Die Ableitungen radioaktiver Abwässer werden zentral erfasst und nicht mehr einzelnen Emittenten zugeordnet.

¹⁰ In /AVR 1975/ heißt es: „Im Verlauf der Besprechung gab Herr ... (Vertreter des MAGS, Anm. d. Verf.) unmißverständlich zu verstehen, daß eine Stilllegung des AVR-Reaktors vom MAGS ernsthaft in Erwägung gezogen werden müßte, falls die bis September dieses Jahres vereinbarten Maßnahmen nicht eingeleitet sind.“

8.4 Kontamination von Boden und Grundwasser durch ausgetretenes Betonkammerwasser

8.4.1 Technischer Hintergrund und Entdeckung der Kontamination

Aus Gründen der Gebäudestatik wurden im Fundamentbereich des AVR-Reaktorgebäudes sogenannte Betonkammern eingerichtet, die mit Wasser gefüllt waren, um ein Heben des Gebäudes bei steigendem Grundwasser zu vermeiden. Der Wasserstand in den Kammern ist dabei nach dem Prinzip der kommunizierenden Röhren abhängig vom Wasserstand im umgebenden Erdreich, um eine Anpassung an unterschiedlich hoch anstehendes Grundwasser zu erreichen. Durch diese Verbindung des Betonkammersystems mit dem umgebenden Erdreich konnten radioaktive Stoffe auf nicht dafür vorgesehenen Wegen ins Erdreich entweichen. Dennoch gab es weder eine routinemäßige Überwachung der Aktivität im angrenzenden Boden und Grundwasser noch Kontrollen des Aktivitätsgehalts im Betonkammerwasser. Abbildung 8.3 zeigt die Lage der Betonkammern (rot eingezeichnet).

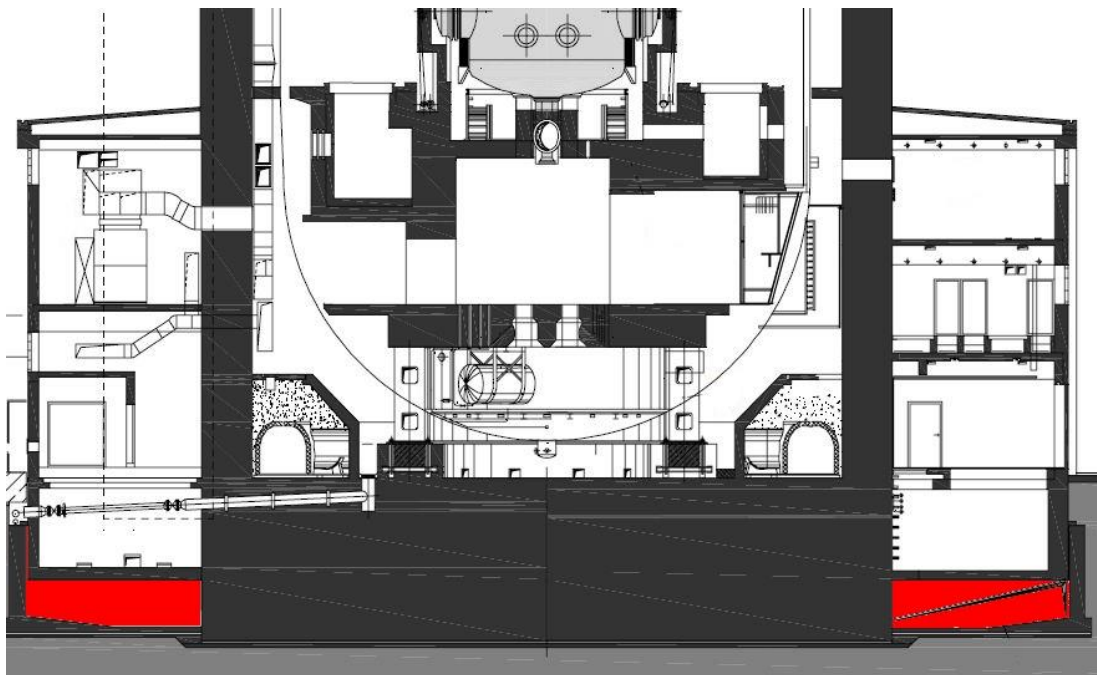


Abbildung 8.3: Unterer Teil des AVR-Reaktorgebäudes mit Betonkammern (rot eingezeichnet), verändert nach /AVR 2008/

Am 14.01.1999 wurde im AVR durch versehentliches Betätigen eines Auslöseknopfes die Sprühflutanlage im Ringspalt zwischen Schutzbehälter und äußerem biologischen Schild in Gang gesetzt. Um zu überprüfen, ob kontaminiertes Wasser in den

Regenwasserkanal gelangt sein konnte, wurde von der AVR GmbH der Regenwasserkanal unmittelbar danach beprobt und die Gesamt-Beta- sowie die Sr-90-Aktivitätskonzentration bestimmt. Die Messwerte lagen deutlich über dem natürlichen Niveau. In der Zeit vom 25.01.1999 bis zum 08.02.1999 wurden immer noch ähnliche Aktivitätskonzentrationen im Regenwasserkanal gemessen, die mit dem Ereignis nicht mehr erklärbar waren. Als Ergebnis der Ursachenermittlung wurden entlang des Regenwasserkanals zwei Stellen gefunden, über die kontaminiertes Wasser aus dem Erdreich über Undichtigkeiten der Schachtausmauerung in den Regenwasserkanal eindrang. Schließlich wurde Aktivität im Betonkammersystem des AVR als Emissionsquelle identifiziert /TÜV ARGE KT West 1999/.

Zur Erfassung des Umfangs und des Profils der Kontamination im Erdreich in der unmittelbaren Nähe des Reaktorgebäudes wurden dort von der AVR GmbH eine Reihe von Bohrungen vorgenommen, an denen Wasserproben entnommen und auf Gesamt-Beta-Aktivität sowie im Einzelfall auch auf Sr-90 ausgewertet wurden.

Neben den Kontaminationen durch ausgetretenes Betonkammerwasser sind auch Kontaminationen des Erdreiches durch Undichtigkeiten des Chemiekanalsystems nicht völlig auszuschließen. Daher wurden für den Abbau des AVR Verdachtsflächen definiert, die vor einer Entlassung des Geländes aus dem Geltungsbereich des Atomrechts besonderen Analysen zu unterziehen sind /AVR 2008/.

Als Ursache für die Kontamination in den Betonkammern kommt aufgrund der hohen Sr-90-Kontamination nur ein Ereignis in Frage, das erst nach 1974 eingetreten ist, da zuvor keine erheblichen Mengen an Sr-90 aus Brennelementen des AVR ausgetreten waren. Es wurde dann festgestellt, dass im Rahmen der Behebung von Folgen des Dampferzeugerstörfalls 1978 hohe radioaktive Kontaminationen im Bereich des Schienenweges zwischen Reaktorgebäude und Warmer Werkstatt sowie in der Warmen Werkstatt selbst aufgetreten sind. Dazu hatten Leckagen beim Umpumpen hochkontaminierten Wassers aus dem Reaktorschutzbehälter in einen Behälter in der Warmen Werkstatt geführt, die offenbar über die Baufuge zwischen Reaktorgebäudefundament und Fundament des Schienenweges in die Betonkammern sowie den Baugrund gelangt waren /MWMEV 2001/. Dabei wurde vermutlich eine Gesamt-Beta-Aktivität (ohne Tritium) von einigen GBq in das Betonkammerwasser eingetragen.

Darüber hinaus wurde durch die Untersuchungen festgestellt, dass an anderer Stelle an der Außenwand des Reaktorgebäudes eine lokale, aber hohe Sr-90-Kontamination des Bodens von 1.210 Bq/kg verursacht wurde /MWMEV 2001/. Durch eine Undichtigkeit von Ventilsitzen hatte ab Januar 1999 bei hohen Füllständen der Abwasseranlage 2 Wasser in den Regenwasserkanal gelangen können /AVR 2014/.

Zwischen der vermuteten Ursache der Kontamination des Betonkammerwassers und ihrer Entdeckung waren etwa 20 Jahre verstrichen. Nach der Entdeckung An-

fang 1999 wurde durch ein umfangreiches Untersuchungsprogramm sichergestellt, dass es zu keinen unzulässigen Strahlenexpositionen kommen konnte. Für den Zeitraum ab 1978 bis Anfang 1999 ist dies aber schwieriger zu beurteilen. Nachfolgend soll daher eine obere Abschätzung vorgenommen werden, auf deren Basis der Schluss gezogen werden kann, welche Dosis mit Sicherheit nicht überschritten wurde. Dabei werden Personen außerhalb des Anlagengeländes betrachtet. Deren Exposition könnte maßgeblich über den Wasserpfad erfolgen, wenn durch die Freisetzungen am AVR kontaminiertes Wasser als Trinkwasser konsumiert worden wäre. Die mögliche Exposition durch Nutzung kontaminierten Wassers zur Beregnung gärtnerisch oder landwirtschaftlich genutzter Flächen sowie zur Viehtränke wäre dagegen geringer.

Nachfolgend wird zunächst im Kapitel 8.4.2 die Grundwassersituation am Standort des Forschungszentrums Jülich dargestellt. Im Anschluss werden im Kapitel 8.4.3 das routinemäßige Überwachungsprogramm von Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser einschließlich seiner Messergebnisse sowie entsprechende Sondermessprogramme beschrieben. Auf dieser Basis wird in Kapitel 8.4.4 die Dosis abgeschätzt, die nicht überschritten worden sein kann.

8.4.2 Grundwassersituation am Standort

Die Situation des Grundwassers am Standort des Forschungszentrums ist in /Heuel-Fabianek 2008/ beschrieben. Demnach besteht das oberste Grundwasserstockwerk, das im direkten Kontakt zu versickernden Niederschlagswässern steht, aus Sanden und Kiesen der Hauptterrassen von Rhein und Maas, deren Durchlässigkeitsbeiwert K_f bei etwa 10^{-2} m/s bis 10^{-3} m/s liegt. Die Schichten des obersten Grundwasserstockwerks sind 15 m bis 35 m mächtig. Nach unten wird das oberste Grundwasserstockwerk durch den Reuverton begrenzt und gegenüber dem zweiten Grundwasserstockwerk abgedichtet. Der Flurabstand, d. h. der Abstand des Grundwasserspiegels zur Erdoberfläche, beträgt im Bereich des Forschungszentrums Jülich im obersten Grundwasserleiter nach langjährigen Aufzeichnungen ca. 2,0 m bis 5,0 m.

Aus /Heuel-Fabianek 2008/ beigefügten Grundwassergleichenplänen des obersten Grundwasserstockwerks für die Jahre 1955 (vor Beginn der Sümpfungsmaßnahmen der Tagebaue Inden und Hambach), 1997 und 2007 ist die Fließrichtung des Grundwassers erkennbar. Diese verläuft in nordwestlicher Richtung, vom Standort des AVR also unter dem Forschungszentrum hindurch in Richtung der Ortsmitte von Jülich. Aus der langjährigen Ganglinie verschiedener Grundwasserpegel des obersten Grundwasserstockwerks ergibt sich, dass in dem Bereich der Zwischenscholle, auf dem sich das Forschungszentrum Jülich befindet, ein generelles Absinken des Grundwasserspiegels im obersten Stockwerk von 1955 bis 2007 nicht zu beobachten ist. Von maßgeblichen Änderungen der Grundwasserverhältnisse in der Ver-

gangenheit durch die Sumpfungsmaßnahmen der Tagebaue ist daher nicht auszugehen.

8.4.3 Überwachungsprogramm von Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser

Im Umgebungsüberwachungsprogramm des Forschungszentrums waren die folgenden hier relevanten Messungen von Proben des Oberflächen-, Grund- und Trinkwassers sowie von Sediment im Zeitraum 1978 bis 1998 enthalten. Zusätzlich wurden Kontrollmessungen durch die Landesanstalt für Wasser und Abfall Nordrhein-Westfalen (ab 1993 Landesumweltamt Nordrhein-Westfalen) durchgeführt. Diese umfassten Wasser und Sediment der Rur bei Selhausen zur Erfassung der Vorbelastung sowie bei Altenburg/Jülich-Süd, außerdem ab 1981 dem Wasser und Sediment des Hauptentwässerungskanal. Ab 1995 wurde durch das Landesumweltamt NRW auch Trinkwasser des Wasserwerks auf dem Gelände des Forschungszentrums und des Wasserwerks Hambach beprobt, in der Regel quartalsweise. Zur Lage der Probenahmestellen wird auf die Abbildungen 8.4 bis 8.6 verwiesen.

Grundwasser

Die Beprobung von Grundwasser erfolgte an fünf Peilrohren mit den Bezeichnungen 16 (P38), 17 (P39), 19 (P40), 25 (P49) und AVR II (P50). Die Peilbohrung AVR II lag dabei unmittelbar am AVR. Die Tiefe der Peilrohre beträgt 5,5 m (17/P39), 6,5 m (25/P49), 10,4 m (16/P38), 19,5 m (19/P40) und 52,0 m (AVR II/P50). Es erfolgte eine vierteljährliche Probenahme durch Abpumpen der Peilrohre. Die Auswertung der Proben erfolgte im Hinblick auf

- bis Ende 1980: Beta-Aktivität und K-40-Aktivität,
- ab Anfang 1981 bis Ende 1994: langlebige Rest-Beta-Aktivität mit einer Nachweisgrenze von 0,11 Bq/l (bezogen auf K-40) und einer Abklingzeit von 4 Tagen,
- ab Anfang 1995: gamma-spektrometrische Auswertung mit einer Nachweisgrenze von 0,05 Bq/l (bezogen auf Co-60) und Tritium mit einer Nachweisgrenze von 10 Bq/l.

Wasser der Rur bei Altenburg (P26), ab 1981 als Jülich-Süd bezeichnet

Es erfolgte eine kontinuierliche Probenahme mit bis Ende 1980 wöchentlicher und danach 14-täglicher Auswertung. Die Auswertung der Proben erfolgte im Hinblick auf

- bis Ende 1980: Beta-Aktivität, K-40, H-3, Gamma-Spektrum sowie kurzlebige Beta-Aktivität, letztere basierend auf einer monatlichen Stichprobe,
- ab Anfang 1981 bis Ende 1986: H-3 mit einer Nachweisgrenze von 11 Bq/l, langlebige Rest-Beta-Aktivität mit einer Nachweisgrenze von 0,11 Bq/l (bezogen auf K-40), Gamma-Spektrometrie mit einer Nachweisgrenze von 0,074 Bq/l (bezogen auf Co-60) und I-131 mit einer Nachweisgrenze von 0,037 Bq/l,
- ab Anfang 1987 wurde die Nachweisgrenze für H-3 auf 30 Bq/l angehoben,
- ab Anfang 1995 wurden die Nachweisgrenzen für die gamma-spektrometrische Auswertung auf 0,05 Bq/l (bezogen auf Co-60) und für Tritium auf 10 Bq/l gesenkt sowie die Messung der Rest-Beta-Aktivität eingestellt.

Wasser des Hauptentwässerungskanal des Forschungszentrums (P27)

Es erfolgte eine kontinuierliche Probenahme mit bis Ende 1980 wöchentlicher und danach 14-täglicher Auswertung. Die Auswertung der Proben erfolgte im Hinblick auf

- bis Ende 1980: Alpha-Aktivität, Beta-Aktivität, K-40, H-3, Gamma-Spektrum sowie kurzlebige Beta-Aktivität, letztere basierend auf einer monatlichen Stichprobe,
- ab Anfang 1981 bis Ende 1986: H-3 mit einer Nachweisgrenze von 11 Bq/l, langlebige Rest-Beta-Aktivität mit einer Nachweisgrenze von 0,11 Bq/l (bezogen auf K-40), Gamma-Spektrometrie mit einer Nachweisgrenze von 0,074 Bq/l (bezogen auf Co-60) langlebige Gesamt-Alpha-Aktivität mit einer Nachweisgrenze von 0,074 Bq/l (bezogen auf Pu-239) und I-131 mit einer Nachweisgrenze von 0,037 Bq/l,
- ab Anfang 1987 wurde die Nachweisgrenze für H-3 auf 30 Bq/l angehoben,
- ab Anfang 1995 wurden die Nachweisgrenzen für die gamma-spektrometrische Auswertung auf 0,05 Bq/l (bezogen auf Co-60), für Tritium auf 10 Bq/l und für Gesamt-Alpha-Aktivität auf 0,05 Bq/l gesenkt sowie die Nachweisgrenze für die langlebige Rest-Beta-Aktivität auf 0,1 Bq/l angehoben.

Sediment der Rur bei Altenburg (P26), ab 1981 als Jülich-Süd bezeichnet

Es erfolgten Stichproben bis Ende 1980 wöchentlich und danach vierteljährlich. Die Auswertung der Proben erfolgte im Hinblick auf

- bis Ende 1980: Beta-Aktivität, K-40, H-3, Gamma-Spektrum,
- ab Anfang 1981 wurden die Sedimentproben nur noch gamma-spektrometrisch mit einer Nachweisgrenze von 18,5 Bq/kg (bezogen auf Co-60 und Trockensubstanz) ausgewertet,

- ab Anfang 1987 wurde die Nachweisgrenze für H-3 auf 30 Bq/l angehoben,
- ab Anfang 1995 wurde die Beprobung von Sediment durch das Forschungszentrum eingestellt (durch das Landesumweltamt NRW aber weitergeführt).

Sediment des Hauptentwässerungskanal des Forschungszentrums (P27)

Es erfolgten wöchentliche Stichproben bis Ende 1980. Danach wurde die Beprobung durch das Forschungszentrum eingestellt (durch die Landesanstalt für Wasser und Abfall NRW aber weitergeführt). Die Auswertung der Proben erfolgte im Hinblick auf Beta-Aktivität, K-40, H-3 und Gamma-Spektrum.

Trinkwasser des Wasserwerks auf dem Gelände des Forschungszentrums (P76)

Es erfolgten monatliche Stichproben bis Ende 1980. Danach wurde die Beprobung durch das Forschungszentrum eingestellt. Die Auswertung der Proben erfolgte im Hinblick auf Alpha-Aktivität, Beta-Aktivität, K-40 und kurzlebige Beta-Aktivität. In den Jahresberichten des Landesumweltamts NRW zur Umgebungsüberwachung des Forschungszentrums Jülich werden ab 1995 die Ergebnisse der Messungen im Hinblick auf Gamma-Spektrum und Sr-90 aufgeführt.

Trinkwasser des Wasserwerks Hambach (P32)

Es erfolgten vierteljährliche Stichproben bis Ende 1980. Danach wurde die Beprobung durch das Forschungszentrum eingestellt. Die Auswertung der Proben erfolgte im Hinblick auf Alpha-Aktivität, Beta-Aktivität und K-40. In den Jahresberichten des Landesumweltamts NRW zur Umgebungsüberwachung des Forschungszentrums Jülich werden ab 1995 die Ergebnisse der Messungen im Hinblick auf Gamma-Spektrum und H-3 aufgeführt.

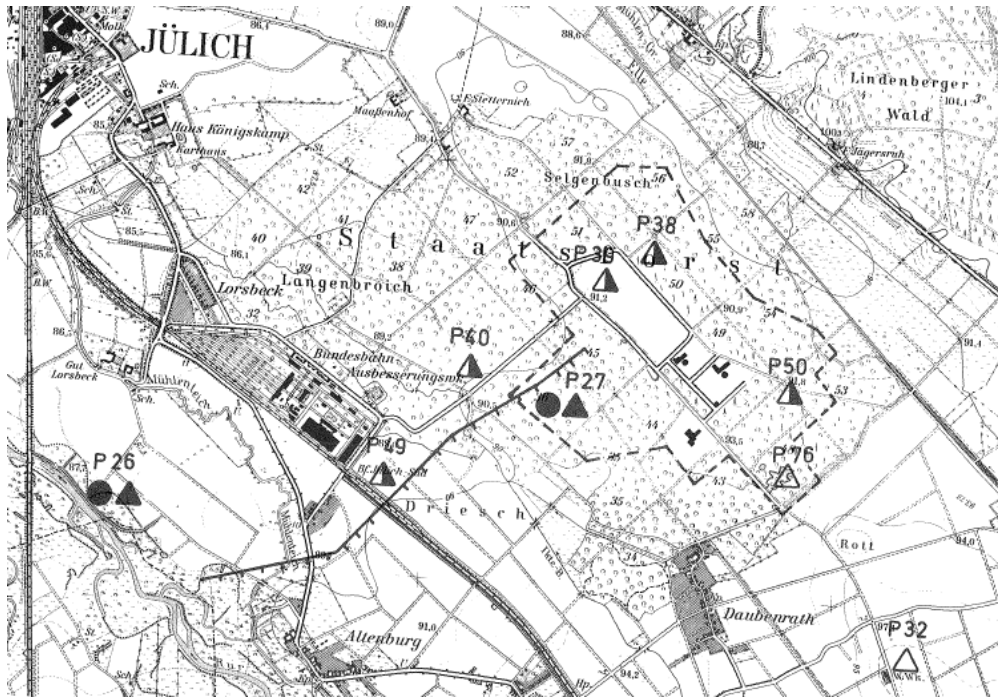


Abbildung 8.4: Lage von Probenahmestellen der Überwachung von Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser /Vogt 1979b/

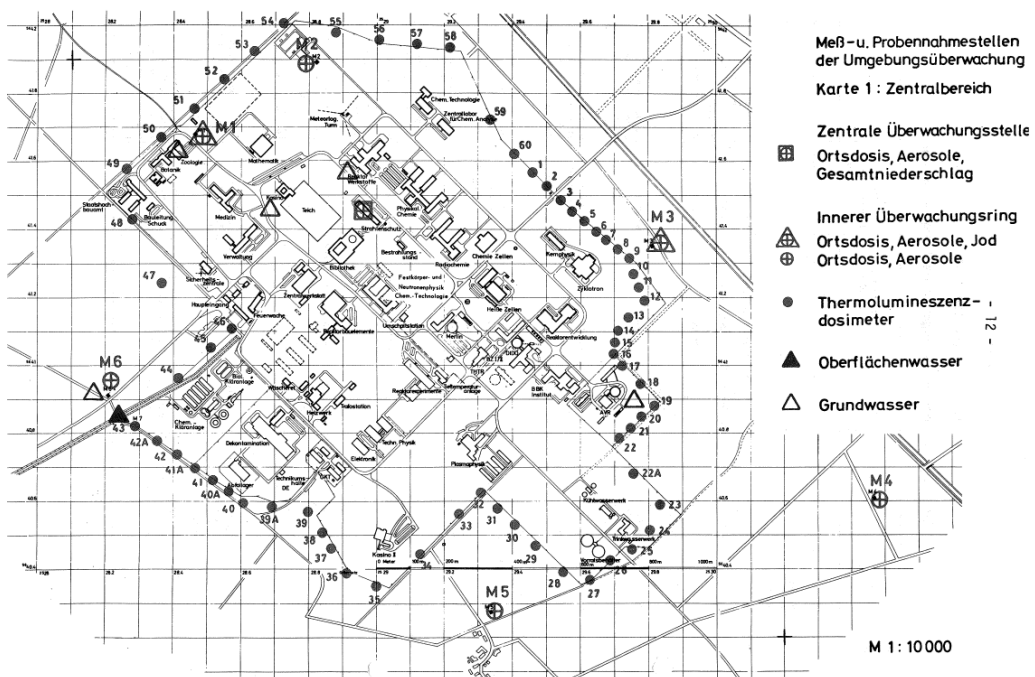


Abbildung 8.5: Lage von Probenahmestellen der Überwachung von Oberflächen- und Grundwasser auf und am Gelände des Forschungszentrums /Nordsieck 1982/

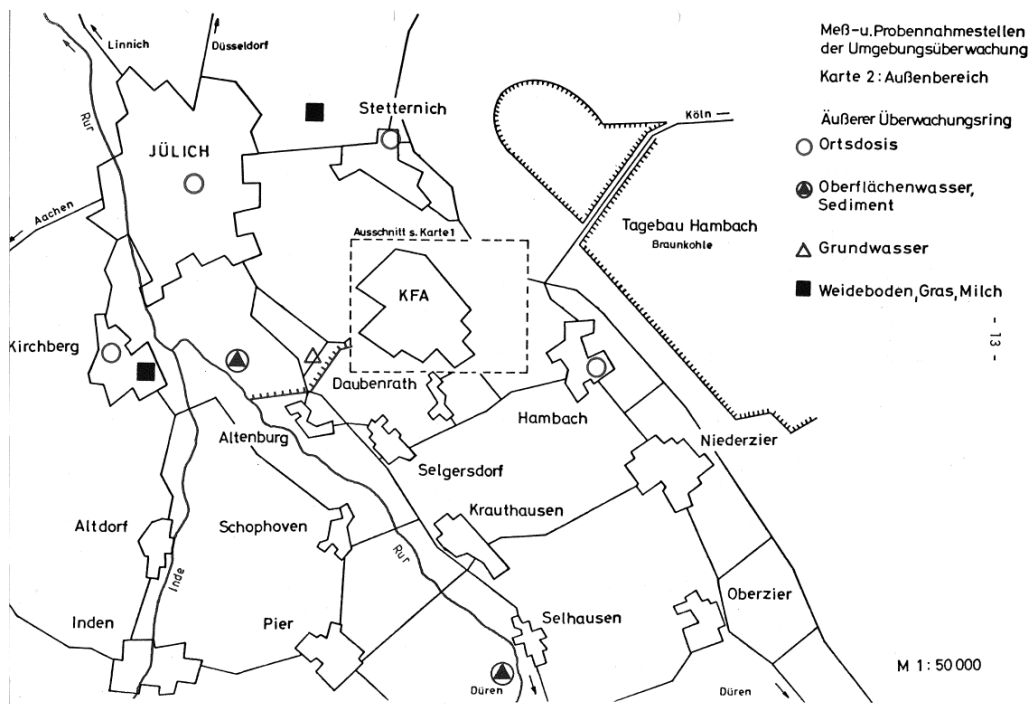


Abbildung 8.6: Lage von Probennahmestellen der Überwachung von Oberflächen- und Grundwasser in der Umgebung des Forschungszentrums /Nordsieck 1982/

Die Höchstwerte der in den oben genannten Medien in den Jahren 1978 bis 1998 durch das Forschungszentrum gemessenen Aktivitätskonzentrationen sind in Tabelle 8.5 zusammengestellt. Sie sind den Jahresberichten zur Umweltradioaktivität der Zentralabteilung Strahlenschutz bzw. später der Abteilung Sicherheit und Strahlenschutz entnommen. Die Trinkwasserwerte beziehen auch die Ergebnisse der Überwachung durch das Landesumweltamt NRW mit ein.

Tabelle 8.5: Maximale Messwerte oder Nachweisgrenzen in Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser in den Jahren 1978-1998

Medium	Messgröße	Maximaler Wert [Bq/l]
Hauptentwässerungskanal	Alpha-Aktivität	0,19
	Rest-Beta-Aktivität	1,0
	H-3	2.300
Rur unterhalb des Hauptentwässerungskanals	Alpha-Aktivität	<0,074
	Rest-Beta-Aktivität	<0,12
	H-3	80
Grundwasser	Rest-Beta-Aktivität	<0,11
	Gamma-Aktivität	<0,05
	H-3	133
Trinkwasser	Alpha-Aktivität	<0,074
	Rest-Beta-Aktivität	<0,22
	H-3	<10
	Sr-90	<0,1

Generell zeigen die gemessenen H-3-Kontaminationen eine rückläufige Tendenz im Zeitraum von den 1970ern bis zum Ende der 1990er Jahre. Lediglich der für 1996 im Mittel in der Rur unterhalb des Hauptentwässerungskanals gemessene Wert von 80 Bq/l H-3 fällt nach oben aus dem Rahmen. Eine Zuordnung zu möglichen Freisetzungen aus dem AVR ist aber nicht möglich. H-3 wird auch durch natürliche Kernreaktionen in der Atmosphäre gebildet und gelangt so auch in Niederschlag und Fließgewässer. Anfang der 1960er Jahre stieg die Konzentration des H-3 im Niederschlag durch die oberirdischen Kernwaffentests von < 1 Bq/l auf einige 100 Bq/l an. Seit der Beendigung der Tests ist der Wert rückläufig und liegt wieder in der Größenordnung von 1 Bq/l. Für den Zeitraum um 1978 ist in Fließgewässern eine H-3-Konzentration in der Größenordnung von 10 Bq/l bis 15 Bq/l typisch, sofern kein Eintrag aus künstlichen Quellen außer den Atomwaffentests erfolgt. In den Daten der Tabelle 8.5 zeigt sich noch deutlich ein Einfluss der Ableitungen des Forschungszentrums.

Zu H-3-Messungen im Grundwasser wird in den Jahresberichten zur Umweltradioaktivität für die Jahre 1996 bis 1998 ausgeführt:

„Die nur im Peilrohr 25 in der Nähe des HEK im dritten und vierten Quartal 1996 gefundenen H 3-Konzentrationen von 27 bzw. 82 Bq/l waren Anlaß zu einem erweiterten Meßprogramm, deren Ergebnisse der Bezirksregierung mitgeteilt werden.“ /Heinemann 1997/

„Nur im Peilrohr 25 in der Nähe des HEK wurde 1997 eine H-3-Konzentration von 50 Bq/l gefunden. Mit einem erweiterten Meßprogramm

wird H-3 im Grundwasser detaillierter untersucht und der Bezirksregierung mitgeteilt.“ /Heinemann 1998/

„Nur im Peilrohr 19 und 25 in der Nähe des HEK wurde 1998 eine H-3-Konzentration von 32 bzw. 133 Bq/l gefunden. Mit einem erweiterten Meßprogramm wird H-3 im Grundwasser detaillierter untersucht und der Bezirksregierung mitgeteilt.“ /Heinemann 1999/

Im Rahmen dieses Sondermessprogramms sind insgesamt an 236 Tagen zwischen dem 19.08.1996 und dem 21.06.2005 Peilrohre beprobt worden. In der Regel wurden an jedem Probenahmetag sieben Peilrohre beprobt, von denen sich sechs in unmittelbarer Nähe zum Hauptentwässerungskanal im Bereich zwischen dem Gelände des Forschungszentrums und der Mündung des Hauptentwässerungskanals in die Rur bzw. in den vorgelagerten Abschlaggraben befanden (Peilrohre 24, 25, 25A, 26, 27, 28). Ein weiteres beprobtes Peilrohr befand sich auf dem Gelände des ehemaligen Bundesbahn-Ausbesserungswerks (Peilrohr BAW).

An den Peilrohren 26 und 28 lagen die Werte meist unterhalb der Nachweisgrenze von 10 Bq/l. Die Maximalwerte an den einzelnen Peilrohren betrugen:

- 3.239 Bq/l an Peilrohr 24 (24.11.1997),
- 474 Bq/l an Peilrohr 25 (15.02.2005),
- 2.853 Bq/l an Peilrohr 25A (04.01.2005),
- 40 Bq/l an Peilrohr 26 (10.11.1997),
- 1.829 Bq/l an Peilrohr 27 (24.11.1997),
- 65 Bq/l an Peilrohr 28 (09.11.1998),
- 482 Bq/l an Peilrohr BAW (29.04.2003).

Als Ursache der Grundwasserkontamination wurde eine Versickerung von tritiumhaltigem Abwasser aus dem Hauptentwässerungskanal identifiziert. Er wurde daraufhin eine Druckrohrleitung parallel zum Hauptentwässerungskanal eingerichtet, durch die seither das Abwasser geleitet wird. Die Tritiumkontamination an den Peilrohren ist daraufhin wieder bis unter die Nachweisgrenze zurückgegangen /Kümmerle 2013/.

Aufgrund der Kontamination durch ausgetretenes kontaminiertes Betonkammerwasser erfolgt seit 1999 ein Monitoring am AVR. Seither werden das Betonkammerwasser, das Regenwasser und das Grundwasser regelmäßig auf Sr-90, H-3 und Gesamt-Beta-Aktivität untersucht. Darüber hinaus werden seit 1999 alle Monatsmischproben aus dem Regenwasserkanal einer gammaspektrometrischen Untersuchung auf Einzelnuklide unterzogen. Die Messungen im Rahmen dieses Sondermessprogramms werden vom Forschungszentrum Jülich, vom Landesamt für Natur, Umwelt und Verbraucherschutz NRW sowie von der AVR GmbH (letztere nur Bestimmung der Gesamt-Beta-Aktivität) durchgeführt /MWME 2009/. Über die hier bereits dargestellten Ergebnisse hinaus, fanden sich dabei keine hier weiter zu diskutierenden Auffälligkeiten.

8.4.4 Strahlenexposition und Risiken bei Verwendung von kontaminiertem Oberflächen- und Grundwasser als Trinkwasser

Um zu einer Einschätzung der radiologischen Relevanz der gemessenen Kontaminationen zu kommen, wird im Folgenden unterstellt, dass das jeweilige Wasser unmittelbar als Trinkwasser genutzt worden wäre. Dabei wird - entsprechend Anlage VII Teil B Tabelle 1 StrlSchV - von einem Wasserkonsum von 700 l im Jahr für Erwachsene und 430 l im Jahr für das Kleinkind ausgegangen. Ferner wird konservativ unterstellt, dass es sich bei der Alpha-Aktivität um Pu-239, bei der Rest-Beta-Aktivität um Sr-90 und bei der Gamma-Aktivität um Cs-137 handelt. Eine weitere sehr konservative Annahme besteht darin, dass der Höchstwert im Zeitraum 1978 bis 1998 der Berechnung zugrunde gelegt wird.

Die tatsächlich im konsumierten Trinkwasser im Jahresmittel mögliche Kontamination wird mit diesem Vorgehen deutlich überschätzt, da die Nutzung von Wasser aus Hauptentwässerungskanal und Rur als Trinkwasser unterstellt wird, obwohl eine solche Nutzung nicht erfolgte, und bei einer Nutzung von Grundwasser als Trinkwasser von keinen Vermischungseffekten mit unkontaminiertem Wasser Kredit genommen wird. Außerdem lagen deutliche zeitliche Schwankungen der Messwerte vor, so dass die Annahme einer längerfristig gleichbleibenden Kontamination auf dem Niveau des Höchstwerts im Zeitraum 1978 bis 1998 ebenfalls sehr konservativ ist. Die sich aus einer solchen Berechnung ergebenden Dosen sind in Tabelle 8.6 aufgeführt. Sie sind deutlich geringer als die Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung für Personen der Bevölkerung durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser (0,3 mSv/a effektive Dosis sowie für das rote Knochenmark) oder als die mittlere natürliche Strahlenexposition in Höhe von 2,4 mSv im Jahr effektive Dosis.

Tabelle 8.6: Jährliche Strahlenexposition auf der Basis der Messwerte oder Nachweisgrenzen in Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser in den Jahren 1978-1998 unter Zugrundelegung extrem konservativer Randbedingungen

Radio-nuklid	Maximale Aktivitäts-konzentration [Bq/l]	effektive Dosis [mSv/a]		Organdosis des roten Knochenmarks [mSv/a]	
		Kleinkind (Alter ≤1 a)	Erwachsener	Kleinkind (Alter ≤1 a)	Erwachsener
Wasser des Hauptentwässerungskanals					
Pu-239	0,19	3,43E-01	3,33E-02	8,99E-01	5,19E-02
Sr-90	1	9,89E-02	1,96E-02	6,45E-01	1,26E-01
H-3	2300	6,33E-02	2,90E-02	6,33E-02	2,90E-02
Summe		5,05E-01	8,18E-02	1,61E+00	2,07E-01
Wasser der Rur					
Pu-239	0,074	1,34E-01	1,30E-02	3,50E-01	2,02E-02
Sr-90	0,12	1,19E-02	2,35E-03	7,74E-02	1,51E-02
H-3	80	2,20E-03	1,01E-03	2,20E-03	1,01E-03
Summe		1,48E-01	1,63E-02	4,30E-01	3,63E-02
Grundwasser					
Sr-90	0,11	1,09E-02	2,16E-03	7,10E-02	1,39E-02
Cs-137	0,05	4,52E-04	4,55E-04	3,66E-04	4,55E-04
H-3	3.239	8,91E-02	4,08E-02	8,91E-02	4,08E-02
Summe		1,00E-01	4,34E-02	1,60E-01	5,510E-02
Trinkwasser					
Pu-239	0,074	1,34E-01	1,30E-02	3,50E-01	2,02E-02
Sr-90	0,22	2,18E-02	4,31E-03	1,42E-01	2,77E-02
H-3	10	2,75E-04	1,26E-04	2,75E-04	1,26E-04
Summe		1,56E-01	1,74E-02	4,92E-01	4,80E-02

In der ersten Hälfte der 1990er Jahre wurde eine Häufung von Leukämiefällen in der Umgebung des Forschungszentrums Jülich diskutiert, die zwischen 1990 und 1992 aufgetreten waren. Es gab dazu unter anderem eine Untersuchung von Haaf und Michaelis /Haaf 1993/ über kindliche Malignome in der Gemeinde Niederzier, im Landkreis Düren sowie in der Umgebung der Kernforschungsanlage Jülich. Ein möglicher Zusammenhang mit Emissionen des Forschungszentrums Jülich oder des AVR, aber auch mit anderen Emittenten, wurde untersucht, ohne dass ein solcher Zusammenhang gefunden wurde, siehe z. B. /Suchenwirth 1994/, /GA Düren 2010/.

Vom AVR ausgehende Umweltkontaminationen sind in der Vergangenheit bereits mit in der Umgebung beobachteten Krankheitsfällen in Verbindung gebracht worden. Die obige extrem konservative Abschätzung einer oberen Grenze für Strahlenexpositionen der Bevölkerung aufgrund der Kontamination von Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser (Tabelle 8.6) führt zu

- maximal 0,5 mSv effektive Dosis für Kleinkinder (0,08 mSv für Erwachsene) in einem Jahr, wenn Wasser aus dem Hauptentwässerungskanal permanent konsumiert worden wäre,
- maximal 0,15 mSv effektive Dosis für Kleinkinder (0,016 mSv für Erwachsene) in einem Jahr, wenn Rurwasser permanent getrunken worden wäre,
- maximal 0,1 mSv effektive Dosis für Kleinkinder (0,043 mSv für Erwachsene) in einem Jahr, wenn Grundwasser der höchsten im Zeitraum 1978 bis 1998 in einer Grundwasserprobe gemessenen Aktivität permanent getrunken worden wäre,
- maximal 0,16 mSv effektive Dosis für Kleinkinder (0,017 mSv für Erwachsene) in einem Jahr, wenn Trinkwasser der höchsten im Zeitraum 1978 bis 1998 in einer Trinkwasserprobe gemessenen Aktivität permanent getrunken worden wäre, und bei sehr konservativer Interpretation der Messwerte. Wird als maximaler Wert der Alpha-Aktivität nicht die höchste Nachweisgrenze, sondern der höchste tatsächliche Messwert zugrunde gelegt, so ergibt sich als Dosis aufgrund der Alpha-Aktivität ein Wert von 0,047 mSv für Kleinkinder und von 0,0046 mSv für Erwachsene. Die Dosis durch langlebige Beta-Strahler beruht ebenfalls auf der Nachweisgrenze, die bei keiner Messung überschritten wurde.

Von der Internationalen Strahlenschutzkommission wird in der ICRP-Publikation 103 /ICRP 2007/ ein nomineller Wahrscheinlichkeitskoeffizient für detriment-adjustierte Krebsrisiken von 0,055 pro Sievert für die Gesamtbevölkerung genannt. Bei diesem Wahrscheinlichkeitskoeffizienten sind Krebsfälle, die nicht zum Tode führen, gewichtet mitberücksichtigt. Die Wahrscheinlichkeit, aufgrund des Trinkwasserkonsums an Krebs zu sterben (bzw. im Sinne der Gewichtung zu erkranken) würde bei Zugrundelegung dieses Wahrscheinlichkeitskoeffizienten beispielsweise etwa folgende Werte erreichen:

- 1:36.000 für ein Kleinkind, das ein Jahr lang Wasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration aus dem Hauptentwässerungskanal konsumiert,
- 1:230.000 für einen Erwachsenen, der ein Jahr lang Wasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration aus dem Hauptentwässerungskanal konsumiert,
- 1:120.000 für ein Kleinkind, das ein Jahr lang Rurwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert,
- 1:1.100.000 für einen Erwachsenen, der ein Jahr lang Rurwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert,
- 1:180.000 für ein Kleinkind, das ein Jahr lang Grundwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert,
- 1:420.000 für einen Erwachsenen, der ein Jahr lang Grundwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert,

- 1:120.000 für ein Kleinkind, das ein Jahr lang Trinkwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert,
- 1:1.100.000 für einen Erwachsenen, der ein Jahr lang Trinkwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert.

In /SSK 2012/ hat die Strahlenschutzkommission (SSK) das Risiko von Kindern und Jugendlichen, strahlungsbedingt an Leukämie zu erkranken bewertet. Die SSK kommt zum Ergebnis, dass von einem zusätzlichen relativen Risiko von 40 pro Gray bei einer spontanen Rate der Leukämie von 7,9 pro 10.000 Neugeborene auszugehen ist. Daraus würden sich die folgenden Risiken, an Leukämie zu erkranken, bei Kindern unter Bezug auf die Dosis des roten Knochenmarks ergeben:

- 1:20.000 für ein Kleinkind, das ein Jahr lang Wasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration aus dem Hauptentwässerungskanal konsumiert,
- 1:74.000 für ein Kleinkind, das ein Jahr lang Rurwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert,
- 1:200.000 für ein Kleinkind, das ein Jahr lang Grundwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert,
- 1:64.000 für ein Kleinkind, das ein Jahr lang Trinkwasser mit der maximal in einer Probe gemessenen Aktivitätskonzentration konsumiert,

Die geringen Wahrscheinlichkeiten für eine Krebs- oder Leukämieerkrankung zeigen, dass ein Zusammenhang mit beobachteten Häufungen von Erkrankungen in der Bevölkerung ausscheidet, selbst wenn über einige Jahre Wasser mit den sehr hoch angesetzten Kontaminationen durch einige Tausend Personen konsumiert worden wäre. Bestehende Unsicherheiten des Wahrscheinlichkeitskoeffizienten sind durch die extrem ungünstig angenommenen Randbedingungen der Dosissschätzung abgedeckt.

8.5 Zusammenfassung der radiologischen Aspekte

Bis 1977 gab es deutliche Probleme mit der Einhaltung der Vorgaben der 1. SSVO zu maximalen Konzentrationswerten von Radionukliden in der Abluft. Einhaltbare Ableitungswerte hätten beantragt werden können. Warum dies nicht geschah und auch seitens der Aufsichtsbehörde, die davon Kenntnis hatte, nicht darauf gedrungen wurde, ist aus heutiger Sicht schwer verständlich. Unabhängig von der Einhaltung dieser Vorgaben des Strahlenschutzrechts liegen aber keine Hinweise auf eine mögliche Überschreitung der damaligen Dosisgrenzwerte („30 mrem-Konzept“) in der Umgebung vor.

Die Emissionsüberwachung des AVR genügte den jeweils gültigen Anforderungen, war aus heutiger Sicht aber nicht geeignet, alle radiologisch relevanten Nuklide zu

erfassen. Erst ab 1980 erfolgte eine Überwachung, die von ihrem Umfang her alle wichtigen Radionuklide umfasste. Es ist aber nicht davon auszugehen, dass es zu so hohen nicht bilanzierten Ableitungen gekommen ist, dass Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung überschritten wurden. Eine hohe Direktstrahlung am Anlagenzaun wurde dagegen festgestellt, wegen der zusätzliche Abschirmungen auf Drängen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde 1975 eingerichtet werden mussten.

Durch den Dampferzeugerstörfall wurde vor allem Tritium in erhöhter Menge in die Umgebung freigesetzt. Zum Zeitpunkt des Störfalls war nur die Konzentration in der Abluft begrenzt, nicht aber die gesamte Ableitung eines Jahres. Der später für das Jahr festgelegte Ableitungsgrenzwert für den Normalbetrieb wurde durch den Störfall etwa um den Faktor 3 überschritten. Der Dosisgrenzwert für die Bevölkerung durch Ableitungen war aber auch während und nach dem Dampferzeugerstörfall deutlich unterschritten.

Das Betonkammerwasser des AVR wurde vermutlich durch eine Leckage von beim Dampferzeugerstörfall 1978 hoch kontaminiertem Wasser kontaminiert. Mangels geeigneter Überwachungssysteme konnten radioaktive Stoffe unerkannt über das Betonkammerwasser ins Grundwasser gelangen. Erst rund 20 Jahre später wurde dies in Form einer Sr-90-Kontamination festgestellt. Die Auswertung der Messergebnisse von Grund-, Oberflächen- und Trinkwasser sowie von Sediment im Zeitraum ab 1978 lässt auf keine relevanten Strahlenexpositionen von Personen schließen. Auch die mit der möglichen Dosis verbundenen Risiken sind sehr gering, so dass eine in der ersten Hälfte der 1990er Jahre diskutierte Häufung von Leukämiefällen in der Umgebung des Forschungszentrums Jülich nicht mit dieser Kontamination in Zusammenhang gebracht werden kann.

9 Meldepflichtige Ereignisse

9.1 Meldepflicht damals und heute

Die Meldepflicht für besondere Vorkommnisse bei Errichtung und Betrieb - später auch bei Stilllegung und Rückbau - von Leistungs-, wie auch von Forschungsreaktoren stellte von Anbeginn der zivilen Kernenergienutzung in Deutschland ein wesentliches Element der staatlichen Aufsicht, aber auch der technischen Sicherheitsvorsorge dar.

Waren Art, Umfang und Inhalt solcher Meldungen anfangs noch kaum standardisiert oder kodifiziert, so sind die entsprechenden Kriterien, Vorgaben und Randbedingungen, wie auch die einzuhaltenden Formen und Fristen, immer wieder präzisiert und verfeinert worden.

Der anfänglichen Konzentration auf die anlagen- und sicherheitstechnischen Gegebenheiten der vorherrschenden Leichtwasserreaktoren wurde dabei zunehmend durch sinngemäße Anwendung auf Reaktoren anderer Bauart sowie auf sonstige Anlagen der Kernbrennstoffver- und -entsorgung Rechnung getragen.

Im Jahre 1975 wurde für die Betreiber deutscher Kernkraftwerke erstmals die Verpflichtung eingeführt, sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse in ihrer Anlage nach festgelegten, bundesweit einheitlichen Kriterien an die für sie zuständige atomrechtliche (Landes-) Aufsichtsbehörde zu melden. Hierbei wurde nach drei Kriterien unterschieden, für die auch unterschiedliche Meldefristen vorgesehen waren.

In der Kategorie A: „Sicherheitstechnisch unmittelbar signifikante Störfälle und Ereignisse“, für die eine Meldefrist von zwei Tagen galt, waren in fünf Gruppen

- Freisetzungen radioaktiver Stoffe oberhalb der Genehmigungswerte,
- nuklear bedingte Personenschäden,
- gravierende Schäden an der druckführenden Umschließung des Primärkreises,
- Störungen und Ausfälle des Sicherheitssystems sowie
- „ungewöhnliche Ereignisse“, wie Brand, Diebstahl, Sabotage und - nicht näher spezifizierte - Einwirkungen von außen

enthalten.

Die Kategorie B: „Sicherheitstechnisch potentiell signifikante Störfälle und Ereignisse“ mit einer Meldefrist von acht Tagen umfasst in sieben Gruppen

- ungeplante Freisetzungen unterhalb der Genehmigungswerte sowie
- sechs Unterkategorien von Ausfällen und Funktionsstörungen sonstiger Betriebs- und Sicherheitssysteme,

während in der Kategorie C: „Andere Störfälle und Ereignisse“

- Grenzwertüberschreitungen und sonstige Einschränkungen bei funktionell wichtigen Systemen sowie

- - über Routinefälle hinausgehende -konstruktions-, werkstoff- sowie betriebs-technische Probleme

innerhalb von 14 Tagen zu melden waren.

Nachdem mit diesem Meldeverfahren über einen Zehnjahreszeitraum - überwiegend positive - Erfahrungen gesammelt worden waren, wurde dieses im Jahre 1985 überarbeitet und fortgeschrieben. Damit wurden die drei folgenden Kategorien unterschieden:

- „S“ (Meldung sofort, per Telefon oder Telefax),
- „E“ (Meldung innerhalb von 24 Stunden) und
- „N“ (innerhalb von fünf Werktagen)

wobei die den bisherigen Kategorien A/B/C zugrundeliegende Systematik hinsichtlich sicherheitstechnischer Relevanz und tatsächlichen sowie potenziell zu erwartenden Auswirkungen übernommen wurde.

Mit Gründung des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) am 1. November 1989 wurden diesem die Aufgaben der zentralen Störfallmeldestelle des Bundes, die bis dahin von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) wahrgenommen worden waren, übertragen. Hierfür wurde das Meldeverfahren im Zusammenwirken von Bund und Ländern in Form einer Rechtsverordnung neu geregelt.

Die „Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV)“, die die Meldekategorien erstmals auf der Ebene einer Verordnung regelte, trat am 14. Oktober 1992 in Kraft. Oberstes Ziel der neuen Regelung war es, den Sicherheitsstatus aller kerntechnischen Anlagen bestmöglich zu überwachen und ihn gleichzeitig mit den aus den gemeldeten Ereignissen gewonnenen Erkenntnissen im Rahmen des Aufsichtsverfahrens kontinuierlich zu verbessern.

Es würde den Rahmen dieses Berichts sprengen, auf Einzelheiten der Meldevorschriften oder der Meldepraxis einzugehen. Es wird daher auf die einschlägigen Veröffentlichungen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, des BfS und der GRS verwiesen.

Als Folge des Reaktorunfalls im - seinerzeit sowjetischen - Kernkraftwerk Tschernobyl wurde seitens der internationalen Gemeinschaft die Notwendigkeit erkannt, eine allseits akzeptierte Bewertungsskala zu erstellen, auf deren Basis man die Öffentlichkeit in technisch korrekter, gleichzeitig aber verständlicher Weise darüber unterrichten konnte, welche Bedeutung ein Ereignis für die Sicherheit der Anlage hatte und inwieweit radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umgebung auftraten. Die acht Stufen dieser „International Nuclear Event Scale“ (INES) reichen von „0“ für Ereignisse mit keiner oder sehr geringer sicherheitstechnischer Bedeutung bis „7“ für katastrophale Unfälle mit schwersten Freisetzungen und gravierenden Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt.

Auch hier wird für weitere Einzelheiten auf die einschlägigen Publikationen des BMU und der Internationalen Atomenergieagentur (IAEA) verwiesen.

9.2 Meldeverhalten in Deutschland

Gemäß den Meldekriterien von 1975 (Anhang 1) und von 1985 (Anhang 2) erfolgt die Einstufung von Ereignissen zum einen nach radiologischen und zum anderen nach sicherheitstechnischen Kriterien, wonach die Kategorien A, B, C (1975-1985) und S, E, N (seit 1985) abgeleitet werden. Obwohl sich bei den Meldekriterien seit 1975 nichts Entscheidendes geändert hat, fällt auf, dass bezüglich Art, Anzahl und Häufigkeit der Meldungen über die Zeit seit Einführung der Kriterien deutliche Unterschiede und Entwicklungen festzustellen sind. Anlagentechnische Gegebenheiten sowie Fragen der Personalqualifikation und der Betriebsführung mögen einen Teil dieser Unterschiede erklärbar machen. Ein nicht unerheblicher Einfluss dürfte aber in den Veränderungen im „Meldeverhalten“ der Betreiber zu finden sein. Dabei ist es weniger der verbleibende Spielraum bei der Interpretation der Meldekriterien, sondern die „Meldefreudigkeit“ der Betreiber, die die Änderungen bei den Meldungen erklärbar macht. Diese „Meldefreudigkeit“, die im Übrigen bis heute bei den einzelnen Betreibern unterschiedlich ausgeprägt ist, unterlag im Verlauf der Zeit einer Vielzahl von gesellschaftlichen und politischen, also „nichttechnischen“ Einflüssen. Zu nennen sind hier u. a. das zunehmende Interesse der Öffentlichkeit, die wachsende Ablehnung der Kernenergie durch zunächst die Öffentlichkeit und später die Politik, das Verhältnis zwischen Aufsichtsbehörden in Bund und Ländern und den Betreibern sowie die Rolle der Gutachter. Die Entwicklung führte zu einem immer stärker werdenden Auseinanderdriften der Einstellungen von Ländern, Bund und Parteien in der Kernenergiefrage. Ohne dies im Einzelnen vertiefen oder gar wissenschaftlich aufarbeiten zu wollen, darf man davon ausgehen, dass die Meldefreudigkeit bis Ende der Siebzigerjahre deutlich geringer ausgeprägt war als dies seit den Achtzigerjahren der Fall ist.

Zu Art, Anzahl und Häufigkeit lassen sich auf der Grundlage von Angaben und Auswertungen des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) folgende Feststellungen treffen.

- Die Zahl der meldepflichtigen Ereignisse (ME) in deutschen Kernkraftwerken mit Ableitungen oder Freisetzungen von Aktivität und Überschreitung von Grenzwerten liegt gemäß Liste des BfS, Stand 2009, bei 11. Davon wurden 8 ME in A, 1 ME in B, 1 ME in E und 1 ME gar nicht eingestuft. Für den AVR liegt keine derartige Meldung vor.
- An meldepflichtigen Ereignissen mit erhöhten Aktivitätsabgaben ohne Grenzwertüberschreitung enthält die BfS-Liste insgesamt 137 Eintragungen. Ohne Einstufung (weil vor 1975) blieben 3 ME, eines davon beim AVR (1.7.1973).

In der Zeit zwischen 1975 und 1985 wurden 87 entsprechende Ereignisse gemeldet, wovon 6 in A, 75 in B und 6 in C eingestuft wurden; nach 1985 waren es insgesamt 47 Meldungen mit einem ME in S, 5 ME in E und der überwiegenden Zahl von 41 ME in N. Unter letzteren waren 2 ME beim AVR (11.6.1987 und 25.2.1999).

- Gemäß BfS-Angaben mit Stand vom Januar 2014 gibt es hinsichtlich der Anzahl der ME (unabhängig von der Einstufung) deutliche Unterschiede zwischen den Kernkraftwerken.

Die wenigsten Ereignisse weisen die 1988 und 1989 in Betrieb genommenen Konvoi-Anlagen (GKN-2: 95, KKE: 137, KKI-2: 80) sowie die 1984 und 1985 in Betrieb genommenen SWR-72-Anlagen in Gundremmingen (Block B: 116, Block C: 105) auf.

Die höchste Anzahl von deutlich über 400 ME pro Anlage entfällt auf vier Anlagen (Biblis A, Inbetriebnahme 1974; Biblis B, GKN-1 und KKB, Inbetriebnahme aller 3 Anlagen 1976); alle 4 Anlagen wurden 2011 stillgelegt.

Auffallend niedrig ist laut Statistik des BfS die Zahl der ME beim AVR mit 79.

9.3 Einstufung des Dampferzeugerstörfalls von 1978

Von Anfang an mussten im Rahmen der geltenden Meldepflichten Störereignisse entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Relevanz und ihrer möglichen Auswirkungen eingeordnet und bewertet werden. Zum Zeitpunkt der Genehmigung und Inbetriebnahme des AVR war, wie in Kapitel 7.1 beschrieben, das GaU-Konzept im Gebrauch, bei dem für jede Reaktorbauart – stellvertretend für eine Vielzahl von Ereignissen – ein „abdeckender“ Ereignisablauf als „Größter anzunehmender Unfall“ (GaU) festgelegt wurde. Beim AVR war dieser der Bruch aller vier - voneinander unabhängigen - Systeme des Dampferzeugers innerhalb des Reaktordruckbehälters mit der Folge des Ausdampfens des gesamten Dampferzeugerinhalts in den Primärkreis. Es ist unstrittig, dass das Ereignis vom Mai 1978 in seiner Schwere und in seinen tatsächlichen Auswirkungen weit von den Festlegungen des seinerzeitigen GaU entfernt war. Es war nur zu einem kleinen Leck gekommen, während der GaU vom Bruch aller vier Systeme des Dampferzeugers ausgeht, der AVR lief nicht unter Volllast und nicht bei maximaler Betriebstemperatur.

Über den Störfall wurde am 12. Juni 1978 das seinerzeit als Aufsichtsbehörde zuständige „Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Soziales“ des Landes Nordrhein-Westfalen und am Folgetag das Bundesinnenministerium unterrichtet, das bis zur Gründung des BMU im Juni 1986 die Aufgaben der Bundesaufsicht wahrnahm. Das Ereignis wurde dabei unter Zugrundelegung der Meldekriterien von 1975 als „Wasserleckage in das Primärsystem bei Volllast des Reaktors“ klassifiziert.

Die Störfallmeldestelle des BfS hat das Ereignis im Jahr 1999 - ohne erneute inhaltliche Bewertung - in seinen Meldelisten zur Unterrichtung des Deutschen Bundesta-

ges in die Meldekategorie „N“ („geringe sicherheitstechnische Bedeutung“) und die INES-Stufe „0“ („beyond scale“) eingeordnet.

Maßgebend für die seinerzeitigen behördlichen Einschätzungen waren die gutachterlichen Prüfberichte der TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West. Sie waren zu dem Ergebnis gekommen, dass „...eine grenzwertüberschreitende Belastung für Menschen und Umwelt zum Zeitpunkt des Dampferzeugerstörfalls und danach auszuschließen ist. Insbesondere ist eine Beeinträchtigung der Trinkwasserversorgung durch die Kontamination ausgeschlossen.“

Zudem waren die Auswirkungen von Wassereinbrüchen in das Core - unter Zugrundelegung einhüllender Störfallvarianten - Bestandteil der im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für den AVR erstellten reaktorphysikalischen Nachweise. Der „Zusammenfassende Abschlußbericht zum Störfall Wassereinbruch in den AVR-Reaktor“ des TÜV vom September 1983 /TÜV-Arge KT West 1983/ stellte fest, dass zwar aufgrund der aus der Ereignisauswertung zu ziehenden Lehren „... die Störfallbetrachtungen zu überarbeiten waren, sich aber im Ergebnis keine den Schutzziele entgegenstehenden Erkenntnisse ergaben.“

Die Expertengruppe stellt demgegenüber fest, dass die damalige Einstufung des Ereignisses aus ihrer Sicht nicht sachgerecht war. Auch bei Zugrundelegung der seinerzeit geltenden Meldekriterien bzw. analoger Anwendung der für Leichtwasserreaktoren getroffenen Festlegungen hätte zumindest eine Einstufung als „sicherheitstechnisch potenziell signifikanter Störfall“ in die Kategorie B, wenn nicht sogar - als gravierender Schaden an der Druckführenden Umschließung des Primärkreises, verbunden mit einer Störung/Ausfall des Sicherheitssystems - als „sicherheitstechnisch unmittelbar signifikanter Störfall“ in die Kategorie A erfolgen müssen.

9.4 Einstufung anderer Ereignisse beim AVR

Wie bereits in Kapitel 9.2 ausgeführt, liegt die Zahl der Meldepflichtigen Ereignisse (ME) beim AVR bei 79. Von diesen fallen wiederum nur 48 ME in die Zeit vor der endgültigen Abschaltung des AVR 1988.

Im Folgenden beschränkt sich die Expertengruppe auf eine stichprobenartige Durchsicht dieser 48 Meldungen. Neben der vergleichsweise ungewöhnlich geringen Zahl von 48 ME in 21 Betriebsjahren fällt weiterhin auf, dass nur vier dieser 48 ME in B, der Rest von 44 ME in die niedrigste Kategorie von C bzw. N eingestuft wurden. Dass die Einstufung des Dampferzeugerstörfalls vom 13.5.1978 aus Sicht der Expertengruppe definitiv zu niedrig ausgefallen ist (zumindest hätte er in B, möglicherweise in A gehört), wurde bereits in Kapitel 9.3 dargelegt. Im Folgenden soll mithilfe einiger Plausibilitätsüberlegungen der Frage nachgegangen werden, ob die Betreiberin des AVR Ereignisse, die unter die Meldepflicht gefallen wären, in

signifikanter Weise nicht gemeldet bzw. gemeldete Ereignisse systematisch zu niedrig eingestuft hat. Dabei ist natürlich zu berücksichtigen, dass die Meldekriterien, die auf den LWR zugeschnitten sind, nur sinngemäß auf einen HTR wie den AVR anwendbar sind. Ferner ist zu berücksichtigen, dass für die letztendliche Einstufung nicht allein der Betreiber zuständig ist, sondern dass die Einstufung von der Aufsichtsbehörde (gegebenenfalls auf der Grundlage von Aussagen ihres Gutachters) zu bestätigen oder zu korrigieren ist.

Als Informationsquelle wird neben der Ereignisliste in erster Linie der AVR-Abschlussbericht /Ziermann 1997/ herangezogen. Die Expertengruppe kommt bei ihren Überlegungen zu folgenden Feststellungen.

- **Generelle Feststellungen**

- Im AVR-Abschlussbericht tauchen im Kapitel 10 („Störungen und Störfälle“) lediglich vier Ereignisse auf, nämlich der Turbinenölbrand am 11.2.1971, der Säureeinbruch am 7.9.1971, der Dampferzeugerstörfall am 13.5.1978 und der Gebläseschaden am 29.1.1979. Zwei dieser vier Ereignisse (7.9.1971 und 29.1.1979) tauchen nicht in der ME-Liste des BfS auf.
- Etliche ME aus der BfS-Liste werden in den Jahresübersichten im AVR-Abschlussbericht (Kapitel 9) nicht erwähnt. Von den vier in B eingestuften ME wurde eines (31.10.1980) nur unter „Abschaltpausen“ erwähnt.
- Bestimmte im AVR-Abschlussbericht beschriebene Sachverhalte hätten möglicherweise gemeldet werden müssen, z. B. das unbeabsichtigte Kritischeswerden am 30.3.1977, die Rissbefunde an einer Frischdampfleitung Anfang 1977, Brennelementschäden, überhöhte Temperaturen und Primärkreiskontaminationen, das Einfallen zweier Abschaltstäbe am 17.6.1973.
- Die wiederholten Störungen in der Beschickungsanlage erfüllen zumindest das Kriterium C.2 der Meldekriterien aus dem Jahre 1975.
„Konstruktions- und werkstofftechnische sowie betriebstechnische Probleme, auch während der Errichtungsphase, die über Routinefälle hinausgehen, z. B. phänomenologische Probleme, die ihre Ursachen in der Fertigung, verfahrenstechnischen Behandlung oder Verschweißung haben, als auch in der Betriebsweise begründet liegen“.
Ein Vergleich des Abschlussberichtes mit der ME-Liste zeigt, dass offensichtlich nicht alle Störungen an der Beschickungsanlage gemeldet wurden.
- In den ME-Listen wird für die Zeitdauer des Betriebs des AVR über kein Ereignis aus Prüfungen oder Inspektionen berichtet. Dies ist ungewöhnlich im Vergleich mit der Praxis in allen anderen Kernkraftwerken.

- **Feststellungen zu einzelnen Sachverhalten**

Hier handelt es sich durchweg um die Frage, ob bestimmte gemeldete Ereignisse sachgerecht eingeordnet wurden. Als Beispiele seien die folgenden Er-

eignisse genannt (neben dem Dampferzeugerstörfall vom 13.5.1978, siehe dazu Kap. 9.3):

- 31.10.1980: Nichtöffnen der Kupplung eines Stabantriebs bei RESA-Hand während des Abfahrens des Reaktors, Kategorie B
- 16.9.1981: Fehlerhaftes Steuergerät für Sicherheitsventil führte zur Dampfleckage am Dampferzeuger während Leistungsbetrieb, Kategorie C
- 25.1.1983: Ausfall eines Kühlwasserkreislaufs wegen einer fehlerhaften Füllstandsmessung, Kategorie C
- 20.4.1983: Schmorbrand im Schutzbehälter verursacht durch Schneidarbeiten, Kategorie C
- 9.7.1986: Ausfall der Vorsteuerarmatur eines Scramventils, Kategorie N

Bezüglich des Meldeverhaltens drängt sich der Expertengruppe der Eindruck auf, dass die Betreiberin des AVR in dieser Frage sehr zurückhaltend war, sowohl was die Anzahl der Meldungen als auch die Einstufung der gemeldeten Ereignisse anging. Die tatsächlichen Gründe für ein solches Verhalten sind nicht bekannt, sodass die Gruppe auf eigene Interpretationen angewiesen ist.

Mögliche Erklärungen sind im Folgenden skizziert. Zum einen entsprach es dem generellen Verhalten der Kernkraftwerkbetreiber, in den 1970er-Jahren Ereignisse nach Möglichkeit nicht zu melden oder ihre sicherheitstechnische Bedeutung als eher gering zu charakterisieren, um der drastisch steigenden Sensibilität von Öffentlichkeit und Politik zu begegnen. Störungen und Störfälle und häufig auch ihre Begleitumstände, wie Fehlverhalten des Personals oder Konstruktionsfehler, warfen regelmäßig grundsätzliche Fragen nach der Sicherheit der Anlagen auf. Dazu könnten HTR- bzw. AVR-spezifische Besonderheiten gekommen sein: die Überzeugung von der sicherheitstechnischen Überlegenheit des HTR; der Erfolgsdruck angesichts mancher Anfeindung seitens der Vertreter des LWR; die Überzeugung, dass der AVR wegen seiner Sicherheitsmerkmale und seiner Auslegungsreserven „inhärent sicher“ sei; die Einstellung, dass im AVR wegen seines Charakters als Versuchsanlage durchaus Störungen zu erwarten waren, diese aber grundsätzlich unbedenklich seien sowie der Versuch, eine hohe Arbeitsauslastung des AVR – trotz seines Charakters als Versuchsanlage – zu demonstrieren.

10 Zusammenfassung

Das Forschungszentrum Jülich und die AVR GmbH haben im Jahr 2011 eine Arbeitsgruppe externer Experten damit beauftragt, die Betriebsgeschichte des AVR-Versuchsreaktors zu untersuchen, wobei die Expertengruppe in der Wahl der näher zu untersuchenden Themen frei war. Die AVR-Expertengruppe befasste sich mit den erhöhten Temperaturen im Primärkreis, mit den Ursachen der Kontamination des Primärkreises durch Spaltprodukte, mit dem 1978 stattgefundenen Dampferzeugerstörfall, mit wichtigen radiologischen Aspekten des Betriebs sowie der Kontamination von Boden und Grundwasser sowie mit der Behandlung von meldepflichtigen Ereignissen im AVR.

Die Bewertung der AVR-Expertengruppe berücksichtigte das teils weit in der Vergangenheit liegende Umfeld bezüglich der Betrachtungsweisen und der Bewertungsmaßstäbe. Bei der Bewertung möglicher Defizite konnte daher nicht alleine mit formalen, kodifizierten Anforderungen abgeglichen werden, sondern die Beurteilung musste oft im Einzelfall erfolgen. Durch die Formulierung von jeweils zu klärenden Fragen wurde eine objektive Bewertung angestrebt, ohne sich etwa darauf zurückzuziehen, dass etwas „in der damaligen Zeit durchaus üblich“ war.

Die Expertengruppe hat eine Vielzahl von Unterlagen ausgewertet, zunächst ausgehend von einer Zusammenstellung von rund 200 Quartalsberichten, Jahresberichten, Dissertationen, Fachartikeln und weiteren umfangreichen wissenschaftlichen Publikationen, insbesondere der FZJ GmbH. Aus dieser Auswertung ergaben sich Nachfragen nach vielen darin zitierten Dokumenten, die beispielsweise auch Bescheide und Aktenvermerke umfassten. Seitens der AVR GmbH und des FZJ wurde die Arbeit durch Beschaffung von Unterlagen und Informationen sowie durch die Bereitschaft zu verschiedenen Fachgesprächen mit unterschiedlichen Teilnehmern und Themen wirksam unterstützt. Die Expertengruppe hat darüber hinaus drei Gespräche mit Herrn Dr. Moormann geführt, in denen viele technische Fragen detailliert diskutiert wurden.

Nachfolgend werden die Ergebnisse der Untersuchungen der Expertengruppe zusammengefasst.

Erhöhte Temperaturen im Primärkreis

In einigen Zonen des Cores des AVR haben deutlich höhere Gastemperaturen geherrscht, als nach Berechnungen erwartet worden war. Die vorhandene Instrumentierung ließ eine Erfassung von Temperaturhöhe und -verteilung im Core des AVR nicht zu. Erste Messungen wurden mit speziellen Kugeln in den Jahren 1970 und 1972 durchgeführt. Danach sind allerdings erhebliche Änderungen vorgenommen worden - wie Erhöhungen der Kühlgastemperatur, Einsatz neuer Brennelementty-

pen, Änderung des Beladeregimes -, die sich auf die Temperatur im Core auswirken, ohne dass erneute Messungen erfolgten.

Beispielsweise aus Aktennotizen aus dem Jahr 1977 ist bekannt, dass damals Erkenntnisse über zeitlich begrenzt aufgetretene sehr hohe Gas- und Brennelementtemperaturen vorlagen. Dennoch wurde erst 1986 eine dritte Messreihe mit Monitorkugeln durchgeführt, die nicht erwartete Temperaturüberhöhungen zeigte.

Es gibt eine Reihe von Ursachen oder Mechanismen, die zu den erhöhten Temperaturen geführt haben könnten. Allerdings konnten die tatsächlichen Ursachen bisher nicht eindeutig nachgewiesen werden. Basierend auf den Ergebnissen der dritten Messreihe 1986 müssten Temperatureffekte so ausgeprägt gewesen sein, dass sie etwa 15 % des Cores betrafen. Ein Mechanismus, der die alleinige Ursache darstellen könnte, konnte nicht identifiziert werden. Es ist daher anzunehmen, dass sich mehrere Ursachen überlagert haben.

Die Identifizierung der Ursache(n) ist dadurch erschwert, dass es hinsichtlich des Zustands des AVR-Cores und der Brennelemente mehrere, teilweise erhebliche Kenntnislücken gab. Es gab zeitweise eine fehlerhafte Beschickungsstrategie des Cores und bis 1981 eine unzureichende Genauigkeit der Abbrandmessaanlage. Als Modellierungsfehler ist die Nichtberücksichtigung von Bypässen im Kühlmittelstrom zu nennen. Hinzu kommen Unsicherheiten bei der Modellierung des Fließverhaltens der Kugeln im Core. Der diesbezügliche Stand des Verständnisses der Vorgänge lässt es nach Ansicht der Expertengruppe nicht zu, Verdichtungen im Kugelhaufen und hot spots als eine der Ursachen für die Temperaturerhöhungen gänzlich auszuschließen.

Es hätten weitere Untersuchungen am AVR durchgeführt werden können, mit denen Ursachen und Ausmaß der Temperaturüberhöhungen möglicherweise hätten ermittelt werden können. Hierzu zählen auch das vollständige Untersuchen der Monitorkugeln nach Entnahme und Störfallanalysen auf der Basis der Kenntnis der Temperaturüberhöhungen. Es wurden auch keine Untersuchungen zu den Auswirkungen eines Wassereintruchs bei erhöhten Temperaturen im Hinblick auf die Produktion explosionsfähiger Gasgemische oder eine Kritikalität durchgeführt.

Primärkreiskontamination

Die Expertengruppe hält die Ursachen für die in den Jahren 1974 bis 1976 stark angestiegene Primärkreisaktivität im AVR nicht für geklärt. Erklärungsversuche basieren auf dem mangelhaften Rückhaltevermögen der zu Beginn im AVR eingesetzten Brennelementtypen und/oder einer starken Temperaturabhängigkeit der Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen in den Primärkreis. In Bezug auf die Freisetzung von Cäsium wird dem Einsatz von GLE-1-Brennelementen mit hohem Partikeldefektanteil ab Ende 1973 und der Erhöhung der mittleren Kühlgasaustritts-

temperatur von 850 °C auf 950 °C im Februar 1974 die größte Bedeutung beigemessen.

Belastbare Aussagen zu den Ursachen setzen voraus, dass zum einen die Abhängigkeit der Spaltproduktfreisetzung von den relevanten Einflussgrößen für die eingesetzten Brennelement-Typen und zum anderen die Bedingungen, denen die Brennelemente beim Durchlaufen des AVR-Cores ausgesetzt waren, bekannt sind. Ausreichend genau bekannt sind aber nur Typ und Einsatzzeit der verwendeten Brennelemente. Die Kühlgasttemperaturen wurden auf direktem Wege in nur drei Messkampagnen mit Monitorkugeln 1970, 1972 und 1986 ermittelt; ansonsten mussten sie Simulationsverfahren rechnerisch bestimmt werden. Erschwerend kommt hinzu, dass sich die von verschiedenen Brennelement-Typen herrührenden Effekte überlagern, da typischerweise sechs bis acht Typen im Einsatz waren.

Das Freisetzungsverhalten einzelner Brennelemente oder Partikel, die entweder im AVR oder in Forschungsreaktoren bestrahlt wurden, wurde anschließend unter definierten Belastungen gemessen. Das Rückhaltevermögen moderner TRISO-Brennelemente, bei denen die Freisetzungsmechanismen Uran-Kontamination der Graphitmatrix und Partikeldefekte keine Rolle mehr spielen, erwies sich bei Temperaturen bis 1600 °C als sehr hoch, sofern bestimmte Randbedingungen eingehalten werden. Ob diese Randbedingungen, die sich an den erwarteten Gegebenheiten bei den zu unterstellenden Störfällen in zukünftigen HTR orientieren, auch zu jedem Zeitpunkt des AVR-Betriebs und an jedem Ort des AVR-Core tatsächlich eingehalten wurden, kann auf der Basis der beim Betrieb des AVR durchgeführten Untersuchungen nicht eindeutig festgestellt werden. Da die Mehrzahl der einschlägigen Publikationen von einer starken Temperaturabhängigkeit der Spaltproduktfreisetzung aus den HTR-Brennelementen ausgeht, ist es für die Expertengruppe naheliegend, dass die Temperaturerhöhung und die überhöhten Temperaturen im AVR-Core - mindestens beim Einsatz der wenig robusten Brennelemente der ersten Generation - ursächlich für die hohe Primärkreiskontamination des AVR sind.

Dampferzeugerstörfall 1978

Im Mai 1978 kam es durch ein Leck am Dampferzeuger zu einem Wasserzutritt von etwa 27 m³ in den Primärkreis. Der Anstieg der Feuchte wurde durch das Betriebspersonal registriert, aber nicht als verursacht durch einen solchen Wasserzutritt erkannt. Durch eine Veränderung der Einstellung der Messbereiche der Feuchtemessung hat das Personal eine Abschaltung des Reaktors durch das Reaktorschutzsystem verhindert. Durch diesen weiteren Betrieb sollte die Feuchte ausgeheizt werden, wie auch bei bereits zuvor aufgetretenen Wasserzutritten kleineren Ausmaßes (bis etwa 8 Liter). Erst als durch in den Behälter für Kugelbruch übergetretenes Wasser das Erreichen dessen maximalen Füllstands gemeldet wurde, wurde nach sechs Tagen die Ursache der Feuchte erkannt und der Reaktor abgefahren. Eine

Erlaubnis zum Wiederanfahren wurde von der zuständigen Behörde mit Auflagen erst zwei Jahre später, am 01.04.1980 erteilt.

Der stattgefundenen Dampferzeugerstörfall war noch deutlich von Bedingungen entfernt, wie sie beim AVR im Sinne eines Auslegungsstörfalls zulässig waren. Es trat kein unzulässiger Druckaufbau auf, eine Gasbildung oder Steigerung der Reaktivität wurde nicht beobachtet, ein Abblasen des Primärkreisinhalts in den Mischkühler war nicht erforderlich und es wurden keine strukturellen Schäden an Brennelementen und Coreeinbauten festgestellt. Dennoch zeigte der Störfall sicherheitstechnische Probleme auf und es ergaben sich Hinweise auf notwendige Verbesserungen bei zukünftigen Reaktorentwicklungen.

Der Eingriff des Personals zur Verhinderung einer automatischen Abschaltung des AVR (Verstellung des Messbereichs der Kühlgasfeuchte) war nicht erlaubt. In der Begutachtung des Störfalls für die Aufsichtsbehörde durch die TÜV ARGE Kerntechnik West wurden zwar gegen das Vorgehen des Betreibers keine sicherheitstechnischen Bedenken erhoben, die Aufsichtsbehörde hat aber in einem Schreiben vom 21.07.1978 klargestellt, dass die festgelegte Betriebsweise ohne Genehmigung geändert wurde und die Prüfung im Hinblick auf das Vorliegen einer Ordnungswidrigkeit angekündigt.

Nach dem Dampferzeugerstörfall wurde vor allem Tritium in erhöhter Menge in die Umgebung freigesetzt. Zum Zeitpunkt des Störfalls war nur die Konzentration in der Abluft begrenzt, nicht aber die gesamte Ableitung eines Jahres. Der später für das Jahr festgelegte Ableitungsgrenzwert für den Normalbetrieb wurde durch den Störfall etwa um den Faktor 3 überschritten. Der Dosisgrenzwert für die Bevölkerung durch Ableitungen war aber auch während und nach dem Dampferzeugerstörfall deutlich unterschritten.

Gemäß den ab 1975 festgelegten Meldekriterien mussten Ereignisse in Kernkraftwerken zum einen nach radiologischen und zum anderen nach sicherheitstechnischen Kriterien, unterteilt in drei verschiedene Kategorien, an die zuständigen Behörden gemeldet werden. Der Dampferzeugerstörfall 1978 wurde der Meldekategorie „N“ („geringe sicherheitstechnische Bedeutung“) zugeordnet. Die Expertengruppe sieht diese damalige Einstufung als nicht sachgerecht an. Zumindest hätte eine Einstufung in die Kategorie B erfolgen müssen, wenn nicht sogar in die (höchste) Kategorie A. Bezüglich des Meldeverhaltens beim AVR drängt sich der generelle Eindruck auf, dass die Betreiberin in dieser Frage sehr zurückhaltend war, sowohl was die Anzahl der Meldungen, als auch die Einstufung der gemeldeten Ereignisse anging.

Radiologische Aspekte

Bis 1977 gab es deutliche Probleme mit der Einhaltung der damaligen Vorgaben der 1. Strahlenschutzverordnung zu maximalen Konzentrationswerten von Radionukli-

den in der Abluft. Einhaltung Ableitungswerte hätten beantragt und genehmigt werden können. Warum dies nicht geschah und auch seitens der Aufsichtsbehörde, die davon Kenntnis hatte, nicht darauf gedrungen wurde, ist aus heutiger Sicht schwer verständlich. Unabhängig von der Einhaltung dieser Vorgaben des Strahlenschutzrechts liegen aber keine Hinweise auf eine mögliche Überschreitung der damaligen Dosisgrenzwerte („30 mrem-Konzept“) in der Umgebung vor.

Die Emissionsüberwachung des AVR genügte den seinerzeit gültigen Anforderungen, war aus heutiger Sicht aber nicht geeignet, alle radiologisch relevanten Nuklide zu erfassen. Erst ab 1980 erfolgte eine Überwachung, die von ihrem Umfang her alle wichtigen Radionuklide umfasste. Es ist aber nicht davon auszugehen, dass es zu so hohen, nicht bilanzierten Ableitungen gekommen ist, dass Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung überschritten wurden. Eine hohe Direktstrahlung am Anlagenzaun wurde dagegen festgestellt, weswegen auf Drängen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde 1975 zusätzliche Abschirmungen eingerichtet werden mussten.

Das Betonkammerwasser des AVR wurde vermutlich durch eine Leckage von beim Dampferzeugerstörfall 1978 hoch kontaminiertem Wasser kontaminiert. Mangels geeigneter Überwachungssysteme konnten radioaktive Stoffe unerkannt über das Betonkammerwasser ins Grundwasser gelangen. Erst rund 20 Jahre später wurde dies in Form einer Sr-90-Kontamination festgestellt. Die Auswertung der Messergebnisse von Grund-, Oberflächen- und Trinkwasser sowie von Sediment im Zeitraum ab 1978 lässt auf keine relevanten Strahlenexpositionen von Personen schließen. Auch die mit der möglichen Dosis verbundenen Risiken sind sehr gering, so dass eine in der ersten Hälfte der 1990er Jahre diskutierte Häufung von Leukämiefällen in der Umgebung des Forschungszentrums Jülich nicht mit dieser Kontamination in Zusammenhang gebracht werden kann.

Die Expertengruppe ist sich darüber bewusst, dass sie nicht alle Aspekte der Historie und des Betriebs des AVR umfassend beleuchten konnte. Sie geht aber davon aus, dass sie mit ihrer Auswahl der Themen wichtige Aspekte abdeckt und mit diesem Abschlussbericht zur Versachlichung der Diskussion beitragen kann.

11 Literaturverzeichnis

- Allelein 1980 H.J. Allelein: Spaltproduktverhalten – Speziell Cs-137 – in HTR-TRISO-Brennstoffteilchen. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Jül-1965, Dezember 1980
- AVR 1968 Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: Sicherheitsbericht für das Atom-Versuchskraftwerk Jülich, 1.10.1968
- AVR 1969 Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: Schreiben an den Arbeits- und Sozialminister des Landes NRW, Az. H4-S5b2/H4-S5c2/T 1 Dr. Bau/Hd, 16. Jan. 1969
- AVR 1970a Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: Schreiben an den Arbeits- und Sozialminister des Landes NRW, Az. H4-S5b2/T1 Ku/Hd, 20. März 1970
- AVR 1970b Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: Schreiben an den Arbeits- und Sozialminister des Landes NRW, Az. H4-S5b2/T1 Ku/Hd, 30. Juni 1970
- AVR 1972 Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: AVR Atomversuchskraftwerk, 1. Quartalsbericht 1972 (1.1.1972 - 31.3.1972), Düsseldorf, 1972
- AVR 1975 Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: AVR/T-D, Besprechungsbericht Nr. 5/75 vom 19.06.1975 der Besprechung vom 13.06.1975 (Betr.: Abstimmung der zu ergreifenden Maßnahmen für die zusätzliche Abschirmung auf der 38 m-Bühne im Schutzbehälter)
- AVR 1976 Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: AVR Atomversuchskraftwerk, 2. Quartalsbericht 1976 (1.4.1976 - 30.6.1976), 1976
- AVR 1978a Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: AVR Atomversuchskraftwerk, 2. Quartalsbericht 1978 (1.4.1978 - 30.6.1978), 1978
- AVR 1978b Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: AVR Atomversuchskraftwerk, 3. Quartalsbericht 1978 (1.7.1978 - 30.9.1978), 1978
- AVR 1987 Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR), Brown Boveri & Cie AG (BBC), Hochtemperatur-

	Reaktorbau GmbH (HRB): Der Kugelhaufenreaktor der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR). Mai 1987
AVR 2008	Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: Sicherheitsbericht Abbau des AVR Atomversuchskernkraftwerks, E-11026, Stand 29.04.2008
AVR 2014	Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH: E-Mail von N. Hess und F.-J. Grouls an A. Custodis (FZJ) vom 14.03.2014
Benecke 1988	Benecke, J.: Kritik der Sicherheitseinrichtungen und der Sicherheitskonzepte des THTR Kernkraftwerks Hamm-Uentrop (THTR 300) und des Versuchsreaktors Jülich (AVR), Gutachten für das Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Technologie des Landes Nordrhein-Westfalen im Rahmen der Überprüfung kerntechnischer Anlagen in Nordrhein-Westfalen, März 1988
BMI 1977	Der Bundesminister des Innern (BMI): Besondere Vorfälle in Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland – Berichtszeitraum 1965-1976, Juli 1977
BMU 2012	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012, Bundesanzeiger vom 24. Januar 2013
Derz 1988	H. Derz, L. Krings: Bestimmung der Kühlgastemperaturen im AVR. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Technische Notiz IRW-TN-77/88, 19.09.1988
Derz 1990	H. Derz, H. Gottaut, P. Pohl, G. Pott: Experiment HTA-8 the Determination of the Maximum Coolant Temperatures in the AVR-Core. Summary Report KFA-HTA, HTA-IB-3/90, 26. Febr. 1990
Engelhard 1972	J. Engelhard: Abschlußbericht über die Errichtung und den Anfahrbetrieb des AVR-Atomversuchskraftwerkes. Bundesministerium für Bildung und Wissenschaft, Forschungsbericht K 72-23 Kernforschung, Dezember 1972
Freis 2010	D. Freis: Störfallsimulationen und Nachbestrahlungsuntersuchungen an kugelförmigen Brennelementen für Hochtemperaturreaktoren. Dissertation RWTH Aachen, 2010

GA Düren 2010	Gesundheitsamt Düren: Potentielle Gesundheitsrisiken in der Stadt und im „Altkreis“ Jülich in Bezug auf den Betrieb der Kernforschungsanlage (AVR-Versuchsreaktor), Feinstaubimmissionen und elektromagnetische Felder. Bericht zur Anfrage der Stadt Jülich vom 2.2.2010 / Ergänzung vom 24.02.2010
Grotkamp 1984	Th. Grotkamp: Aufbau eines dreidimensionalen Simulationsverfahrens zur corephysikalischen Beschreibung von Kugelhaufenreaktoren mit Mehrfachdurchlauf am Beispiel des AVR. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Institut für Reaktorentwicklung, Jül-1888, Januar 1984
Groos 1977	E. Groos, G. Mielken, R. Duwe, A. Müller, M. Will: Fission product release from coated particles embedded in spherical fuel elements for high-temperature reactors. Nuclear Technology Vol. 35, September 1977
Haaf 1993	H.G. Haaf, J. Michaelis: Analyse der Erkrankungsrate für kindliche Malignome in der Gemeinde Niederzier, im Landkreis Düren sowie in der Umgebung der Kernforschungsanlage Jülich, Johannes Gutenberg-Universität, Institut für Medizinische Statistik und Dokumentation (IMSD), Mainz, 08.04.1993
Hanson 1980	D.L. Hanson, N.L. Baldwin, D.E. Strong: Fission Product Behavior in the Peach Bottom and Fort St. Vrain HTGRs. IWGGCR-2 (1980) pp. 49-54
Heinemann 1997	K. Heinemann, I. Lock, G. Pilwat: Umweltradioaktivität im Bereich des Forschungszentrums Jülich im Jahre 1996. Forschungszentrum Jülich, Abteilung Sicherheit und Strahlenschutz, ASS-Bericht Nr. 0642, März 1997
Heinemann 1998	K. Heinemann, I. Lock, G. Pilwat: Umweltradioaktivität im Bereich des Forschungszentrums Jülich im Jahre 1997. Forschungszentrum Jülich, Abteilung Sicherheit und Strahlenschutz, ASS-Bericht Nr. 0660, März 1998
Heinemann 1999	K. Heinemann, I. Lock, G. Pilwat: Umweltradioaktivität im Bereich des Forschungszentrums Jülich im Jahre 1998. Forschungszentrum Jülich, Abteilung Sicherheit und Strahlenschutz, ASS-Bericht Nr. 0678, März 1999
Heuel-Fabianek 2008	B. Heuel-Fabianek: Stilllegung und Abbau der Reaktoranlage FRJ-2 und ihrer Hilfs- und Nebenanlagen - Umwelt-

	verträglichkeitsuntersuchung (UVU). Forschungszentrum Jülich GmbH, ZFR-TB 25/2007, Dezember 2008
IAEA 1997	International Atomic Energy Agency (IAEA): Fuel performance and fission product behaviour in gas cooled reactors. IAEA-TECDOC-978, Wien, November 1997
ICRP 2007	International Commission on Radiological Protection (ICRP): Die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) von 2007, ICRP-Veröffentlichung 103, verabschiedet im März 2007. Deutsche Ausgabe: Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-47/09, Salzgitter, November 2009
Kaae 1977	J.L. Kaae, S.A. Sterling, L. Yang: Improvements in the performance of nuclear fuel particles offered by silicon-alloyed carbon coatings. Nuclear Technology Vol. 35, September 1977
Kendall 2004	J.M. Kendall, R.E. Bullock: Advanced Coated Particle Fuel Options. 2 nd International Topical Meeting on HIGH TEMPERATURE REACTOR TECHNOLOGY, Beijing/China, September 22-24, 2004
Knorr 2012	J. Knorr, A. Kerber, R. Moormann: Upgrading (V) HTR fuel elements for generation IV goals by SiC. Kerntechnik Vol. 77 (2012), S. 5ff
Kröger 1989	W. Kröger: Nutzen für Sicherheitsbewertungen, VDI-Berichte Nr. 729, 1989, AVR-20 Jahre Betrieb, VDI-Verlag, Düsseldorf, 1989
KTA 1402	Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Integriertes Managementsystem zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken, KTA-Regel 1402, Fassung 2012-11
Kümmerle 2013	E. Kümmerle, K. Verfondern, S. Grünhoff: Persönliche Mitteilung per E-Mail vom 24.01.2013
Malý 1977	Malý, Weber: Aktennotiz H5-X1 T-1 Dr. Mal/Web/Schw, Zeitliche Zusammenstellung der die Reaktorfahrt des AVR kennzeichnenden Ereignisse, Jülich, 10.05.1977
Moormann 2008a	R. Moormann: A safety re-evaluation of the AVR pebble bed reactor operation and its consequences for future HTR concepts. Forschungszentrum Jülich, Jül-4275, 2008
Moormann 2008b	R. Moormann: Fission Product Transport and Source Terms in HTRs - Experience from AVR Pebble Bed Reac-

	tor. Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2008, Article ID5974
MWME 2009	Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Energie des Landes Nordrhein-Westfalen: AVR-Versuchskernkraftwerk in Jülich, Bericht der Landesregierung, Vorlage 14/2782 A17 für die Sitzung des Ausschusses für Wirtschaft, Mittelstand und Energie des Landtags NRW am 2.9.2009
MWMEV 2001	Ministerium für Wirtschaft und Mittelstand, Energie und Verkehr des Landes Nordrhein-Westfalen: Strahlenschutzbericht (Sonderausgabe AVR) - Ermittlungen zur Ursache für die Kontamination in den Betonkammern des Atomversuchsreaktors (AVR) in Jülich und zur Abklärung der Auswirkungen des kontaminierten Betonkammerwassers auf die Umgebung. IV B 1/IV B 4-8944 (A)-7.1 (AVR), Düsseldorf, 27.02.2001
Nabielek 2008	H. Nabielek, K. Verfondern, M. Kania: Fuel and Fission Products in the Jülich AVR Pebble Bed Reactor, in: Proceedings of the 4th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology HTR-2008. Washington D.C., 2008
Nabielek 2013	H. Nabielek, K. Verfondern, M. Kania: Temperatures in the Pebble-Bed: revisiting the 1986 AVR Meltwire Experiment, Wien, 10. Juni 2013
NEA 2007	OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Nuclear Safety Research in OECD Countries. NEA/CSNI/R(2007)6, NEA No. 6158, 2007
Nordsieck 1982	H. Nordsieck, K.J. Vogt, K. Frenkler: Umweltradioaktivität der Kernforschungsanlage Jülich im Jahre 1981. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Abteilung Sicherheit und Strahlenschutz, ASS-Bericht Nr. 358, April 1982
Pohl 2007	P. Pohl: Temperatures in the AVR: The understood surprise, AVR Aktennotiz 5-8010, Jülich 4.7.2007
Presser 1972	K.H. Presser: Die indirekte Messung von Temperaturen mit metallischen Miniaturschmelzkörpern A) An Modertorkugeln im Core des Reaktors der AVR-Jülich B) Bei Reaktorexperimenten in Cadarache. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Institut für Reaktorbauelemente, Jül-825-RB, Januar 1972

Ramadan 1974	M.N. Ramadan: Messung der Austrittskühlgastemperaturen und des Kugelfließverhaltens im fließenden Core eines Kugelhaufenreaktors mittels neu entwickeltem Meß-System. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Institut für Reaktorentwicklung, Jül-1044-RG, Februar 1974
Schenk 1986	W. Schenk, D. Pitzer, H. Nabielek: Spaltproduktfreisetzungsvorlauf von Kugelbrennelementen bei Störfalltemperaturen. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Institut für Reaktorwerkstoffe, Jül-2091, Oktober 1986
Schenk 1997	W. Schenk, R. Gontard, H. Nabielek: Performance of HTR Fuel Samples under High-Irradiation and Accident Simulation Conditions, with Emphasis on Test Capsules HFR-P4 and SL-P1. Forschungszentrum Jülich, Zentralabteilung Forschungsreaktoren und Kerntechnische Betriebe, Jül-3373, April 1997
SSK 2012	Strahlenschutzkommission (SSK): Ionisierende Strahlung und Leukämieerkrankungen von Kindern und Jugendlichen (Überarbeitung des SSK-Bands 29), Veröffentlichungen der SSK Band 69, Hrsg. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, 2012
Suchenwirth 1994	R. Suchenwirth: Leukämiecluster im Kreis Düren - Prüfung auf Gesundheitsgefährdung durch Immissionen, Bericht des Landesumweltamtes NRW im Auftrag des Ministeriums für Umwelt, Raumordnung und Landwirtschaft NRW, Essen, 16.09.1994
TÜV-Arge KT West 1983	TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West: Zusammenfassender Abschlussbericht zum Störfall Wassereinbruch in den AVR-Reaktor im Mai 1978. Köln, April 1983
TÜV-Arge KT West 1999	TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West: AVR-Versuchskraftwerk - Zwischenbericht zur Abklärung der Auswirkungen des kontaminierten Betonkammerwassers auf die Umgebung, Stand: 30.06.1999
van Heek 2001	A.I. van Heek, N.B. Siccama, P.H. Wakker: Fission Product Transport in the Primary System of a Pebble Bed High Temperature Reactor with Direct Cycle. IAEA-TECDOC 1238 (2001)
Verfondern 1983	Numerische Untersuchung der 3-dimensionalen stationären Temperatur- und Strömungsverteilung im Core eines Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors. Kernforschungsan-

	lage Jülich GmbH, Institut für Reaktorentwicklung, Jülich 1826, Januar 1983
Verfondern 2014	K. Verfondern: Schreiben an die Expertengruppe vom 12.03.2014
Viljoen 2008	C. F. Viljoen, S. Sen, F. Reitsma, O. Ubbink, P. Pohl, H. Barnert: The re-Evaluation of the AVR Melt-Wire Experiments Using Modern Methods with Specific Focus on Bounding the Bypass Flow Effects; HTR 2008-58115. in: Proceedings of the 4th international topical meeting on High Temperature Reactor Technology, , International topical meeting on high temperature reactor technology, 2008
Vogt 1978a	K.J. Vogt, K. Heinemann: Radioaktive Emissionen der Kernforschungsanlage Jülich 2. Quartal 1978. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Zentralabteilung Strahlenschutz, ZST-Bericht Nr. 0280, September 1978
Vogt 1978b	K.J. Vogt, K. Heinemann: Radioaktive Emissionen der Kernforschungsanlage Jülich 3. Quartal 1978. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Zentralabteilung Strahlenschutz, ZST-Bericht Nr. 0288, November 1978
Vogt 1979a	K.J. Vogt, K. Heinemann: Radioaktive Emissionen der Kernforschungsanlage Jülich 4. Quartal 1978. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Zentralabteilung Strahlenschutz, ZST-Bericht Nr. 0290, Februar 1979
Vogt 1979b	K.J. Vogt, K. Heinemann: Radioaktive Emissionen und Strahlenexposition im Bereich der Kernforschungsanlage Jülich im Jahre 1978. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Zentralabteilung Strahlenschutz, ZST-Bericht Nr. 299, Mai 1979
Vogt 1979c	K.J. Vogt, K. Frenkler, H. Nordsieck, G. Polster: Umwelt-radioaktivität der Kernforschungsanlage Jülich im Jahre 1978. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Zentralabteilung Strahlenschutz, ZST-Bericht Nr. 293, Oktober 1979
von der Decken 1990	C.-B. von der Decken, G. Lange: Pebble bed mechanics. In: AVR-Experimental High-Temperature Reactor, 21 Years of Successful Operation for a Future Energy Technology, Verein Deutscher Ingenieure (VDI), Düsseldorf 1990

Wagemann 1973	R. Wagemann, D. Wahl: Zusammenstellung der Reaktorphysikalischen Daten des AVR-Atomversuchskraftwerks für das Jahr 1972. Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor GmbH, Hauptabteilung T 1, Jülich, Januar 1973
Wagemann 1976	Wagemann, Malý: Aktennotiz H5-X1 T-1 Dr. Mal, Dr. Wag/Schw, Wassereinbruch im AVR – Betrachtung der Kritikalität, Jülich 24.05.1976
Wagemann 1982	R. Wagemann, Th. Grotkamp, U. Wawrzik, I. Büttgen: Zusammenstellung der Reaktorphysikalischen Daten des AVR-Atomversuchskraftwerks für das Jahr 1981 - Vergleich der Rechenmodelle AVR-70/AVR-80 -. Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor GmbH, Jülich 1982
Wahl 1977	J. Wahl: Aktennotiz H5-X4 T-1 Wah/Ga, Vampyr I-Versuche V12, V13, V15, V16, Jülich, 18.04.1977
Wawrzik 1984	U. Wawrzik: Numerische Simulation des Anlagenverhaltens eines Hochtemperaturreaktors bei Wassereinbruchstörfällen am Beispiel des AVR. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Institut für Reaktorentwicklung, Jül-1908, März 1984
Weber 1977	J. Weber: Aktennotiz AVR Jülich, 18.04.1977
Weber 1979	J. Weber: Einbeziehung der Spaltproduktfreisetzung in die numerische Simulation des AVR-Abbrand-Umwälzgeschehens und Vergleich mit den VAMPYR-Resultaten. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Projekt HTR-Brennstoffkreislauf, Jül-1570, Januar 1979
Wimmers 1980	M. Wimmers, P. Pohl, R. Krönchen: Physikalische Auswertung der Abschaltphase 1978/79, Jülich, Februar 1980
Wimmers 1988	M. Wimmers: Auswertung des Versuchs HTA-8, Messung der Kühlgasaustrittstemperatur – Zwischenbericht. Aktennotiz AVR GmbH AZ H5-X1/Dr.Wi/Ga, 22.07.1988
Wischnewski 1974	R. Wischnewski: Untersuchungen zur Wassergasbildung bei Störfällen an HTR-Reaktoren am Beispiel einer geplanten Heißgastemperaturerhöhung auf 950 °C am AVR-Reaktor. Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor AVR GmbH, Hauptabteilung T 1, März 1974
Ziermann 1997	E. Ziermann, G. Ivens: Abschlußbericht über den Leistungsbetrieb des AVR-Versuchskernkraftwerks. Forschungszentrum Jülich GmbH/Arbeitsgemeinschaft Ver-

suchsreaktor (AVR) GmbH, Berichte des Forschungszentrums Jülich 3448, Oktober 1997

Anhang 1: Meldekriterien aus dem Jahr 1975

Die nachfolgenden Meldekriterien entsprechen der Fassung aus dem Jahr 1975, in dem für die Betreiber von Kernkraftwerken die Verpflichtung eingeführt wurde, Ereignisse in der Anlage nach bestimmten bundesweit einheitlichen Kriterien an die Aufsichtsbehörde zu melden. Die erste Überarbeitung dieser Kriterien erfolgte im Jahr 1985.

Störfallerfassung und Störfallauswertung Meldekriterien und Meldefristen

A) Sicherheitstechnisch unmittelbar signifikante Störfälle und Ereignisse

2 Tage

- 1) Freisetzungen radioaktiver Stoffe oberhalb der maximal genehmigten Abgaberraten oder Absolutwerte.
- 2) Personenschäden, sofern sie als Folgeschäden hier zu meldender Vorkommnisse eingetreten sind.
- 3) Schäden an der druckführenden Umschließung des gesamten Primärkreises (bei SWR einschließlich Turbine) verbunden mit Aktivitätsfreisetzung oder Kühlmittleckage.
DE-Leckagen, die zur Abschaltung führten
- 4) Funktionsstörungen oder Ausfälle während des Betriebes bzw. im Anforderungsfall an Systemen, deren Verfügbarkeit sicherheitstechnisch gewährleistet sein, muß z. B.
Reaktorschutzsystem
Abschaltsysteme
Abschlußsysteme
Aktivitätsüberwachungssysteme
Wärmesenken
Entlastungssysteme
Not- u. Nachkühlsysteme
Noteinspeisesysteme
Notstromversorgung
Containmentsystem
- 5) Ungewöhnliche Ereignisse z. B.:
Gravierende Schäden an Komponenten, z. B. Turbosatz, Energieableitung, Kühlwasser

Einwirkungen von außen

Brand

Diebstahl

Sabotage

B) Sicherheitstechnisch potentiell signifikante Störfälle und Ereignisse

8 Tage

- 1) Nichtgeplante Freisetzungen radioaktiver Stoffe unterhalb genehmigter Abgaberraten oder Absolutwerte
- 2) Funktionsstörungen oder Ausfälle im Prüfungsfall an Systemen, deren Verfügbarkeit sicherheitstechnisch gewährleistet sein muß z.B.:
 - Reaktorschutzsystem
 - Abschaltsysteme
 - Abschlußsysteme
 - Aktivitätsüberwachungssysteme
 - Wärmesenken
 - Entlastungssysteme
 - Not- und Nachkühlssysteme
 - Noteinspeisesysteme
 - Notstromversorgung
 - Containmentsystem
- 3) Ausfälle oder Schäden am Primärkühlmittelumwälzsystem
- 4) Schäden an der druckführenden Umschließung des gesamten Primärkreises und des Sekundärkreises sowie an Einbauten
- 5) Ausfälle oder Schäden an Überwachungs- und Kühleinrichtungen für Brennelemente im Trockenlager bzw. im Lagerbecken
- 6) Bedienungsfehler oder Fehler bzw. Lücken in Betriebsanweisungen und Prüfvorschriften
- 7) Ungewöhnliche Betriebs-Zustände bzw. Transienten, die für den sog. bestimmungsgemäßen Betrieb nicht vorgesehen waren

C) Andere Störfälle und Ereignisse

14 Tage

- 1) Ausfälle, Schäden und Schwachstellen, die die Funktionssicherheit des Systems, das im Sicherheitsbericht aufgeführt ist, eingeschränkt haben und Ab-

weichungen von Spezifikationen, soweit die spezifizierte Grenze aus sicherheitstechnischen Gründen festgelegt worden ist.

- 2) Konstruktions- und werkstofftechnische sowie betriebstechnische Probleme, auch während der Errichtungsphase, die über Routinefälle hinausgehen, z. B. phänomenologische Probleme, die ihre Ursachen in der Fertigung, verfahrenstechnischen Behandlung oder Verschweißung haben, als auch in der Betriebsweise begründet liegen.

Anhang 2: Meldekriterien aus dem Jahr 1985

Die nachfolgenden Meldekriterien entsprechen der Fassung aus dem Jahr 1985. In dieser Fassung, die die erste Fassung von 1975 (siehe Anhang 1) ablöst, werden die Kategorien S, E und N für die Einordnung von Vorkommnissen neue eingeführt.

MELDEKRITERIEN FÜR BESONDERE VORKOMMNISSE IN KERNKRAFTWERKEN

(Stand: Mai 1985)

Vorbemerkung:

Die nachfolgenden Meldekriterien für Kernkraftwerke

- umschreiben beispielhaft, welche sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignisse gemäß f 36 Satz 2 StrlSchV oder aufgrund einer besonderen Auflage nach § 17 Abs. 1 Satz 2 oder 3 AtG Meldepflichtig sind
- regeln das Verfahren und die Form bei der Meldung dieser Ereignisse sowie bei der Erfüllung der besonderen Meldepflichten nach §§ 61 Abs. 2, 66 Abs. 2 und 3, 70 Abs. 1, 75 Satz 3 und 79 StrlSchV.

Meldepflichten aufgrund der StrlSchV gegenüber den für die öffentliche Sicherheit und Ordnung zuständigen Behörden bleiben von den nachfolgenden Regelungen unberührt.

Pflichten zur Meldung von besonderen Vorkommnissen gegenüber den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden oder gegenüber anderen Behörden, die sich aus Unfallverhütungsvorschriften (RVO), anderen Rechtsvorschriften oder Entscheidungen anderer Behörden ergeben, bleiben von den nachfolgenden Regelungen unberührt.

Bei der Meldung ist das Vorkommnis vom Betreiber bzw. Genehmigungsinhaber in eine der unten durch Beispiele näher erläuterten Kategorien einzustufen, und zwar

- bei Eintritt nach Erteilung der Genehmigung zum ersten Beladen des Reaktors mit Brennelementen in eine der Kategorien S, E oder N,
- bei Eintritt vor Erteilung der Genehmigung zum ersten Beladen des Reaktors mit Brennelementen in Kategorie V.

Die Kategorien orientieren sich an der Dringlichkeit der Information der Aufsichtsbehörde und an der sicherheitstechnischen Bedeutung der Vorkommnisse. Dementsprechend sind den Meldekategorien unterschiedliche Meldefristen für die mündliche und die schriftliche Berichterstattung des Betreibers bzw. Genehmigungsinhabers an die zuständige Aufsichtsbehörde zugeordnet. Im einzelnen lassen sich die Kategorien wie folgt beschreiben:

Kategorie S: Vorkommnisse, die der Aufsichtsbehörde sofort gemeldet werden müssen, damit sie gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch die Vorkommnisse, die akute sicherheitstechnische Mängel aufzeigen.

Kategorie E: Vorkommnisse, die zwar keine Sofortmaßnahmen der Aufsichtsbehörde verlangen, deren Ursache aber aus Sicherheitsgründen geklärt und in angemessener Frist behoben werden muß. Dies sind z. B. Vorkommnisse, die sicherheitstechnisch potentiell - aber nicht unmittelbar - signifikant sind.

Kategorie N: Vorkommnisse von allgemeiner sicherheitstechnischer Relevanz, über die die Aufsichtsbehörde informiert werden muß. Dies sind in der Regel Vorkommnisse, die über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse hinausgehen und im Sinne der BMI-Sicherheitskriterien von Bedeutung sind (Gewährleistung eines möglichst störfallfreien und umweltverträglichen Betriebs der Anlage; ausreichend zuverlässige Vermeidung von Störfällen durch entsprechende Auslegung, Qualität und Fahrweise der Anlage).

Kategorie V: Vorkommnisse, über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren sicheren Betrieb der Anlage informiert werden muß.

Die Einstufung eines besonderen Vorkommnisses für die Meldung ist entsprechend der der Einschätzung bei dessen Auftreten vorzunehmen.¹¹

Bei der Meldung von Vorkommnissen ist ferner folgendes zu beachten:

1. Die in den Meldekriterien aufgelisteten Vorkommnisse stellen Beispiele dar und erheben keinen Anspruch auf Vollständigkeit.

Besondere Vorkommnisse, die in den Meldekriterien nicht ausdrücklich aufgeführt sind, sind in Analogie zu den in den Meldekriterien aufgeführten Vorkommnissen einzustufen und zu melden.

2. Sofern ein Vorkommnis oder die in seinem Ablauf auftretenden Folgeereignisse verschiedenen Kategorien zugeordnet werden können, ist das Vorkommnis entsprechend der Kategorie mit der jeweils kürzesten Meldefrist zu melden.
3. Soweit Beispiele aus dem Bereich der Anlagentechnik angegeben werden, beziehen sie sich auf Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren. Bei anderen Reaktortypen sowie bei Forschungsreaktoren ist sinngemäß vorzugehen.

¹¹ Die Einstufung des Vorkommnisses für den BMI-Jahresbericht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken wird hierdurch nicht geregelt.

Vorkommnisse nach Erteilen der Genehmigung für das Beladen des Reaktors

Kategorie S

Meldung an die Aufsichtsbehörde

- unverzüglich nach Erkennen des Vorkommnisses bzw. sobald erkennbar wird, daß ein Vorkommnis der Kategorie S zu besorgen ist, fernmündlich und fernschriftlich
- und
- mittels Formblatt, das spätestens am 5. Arbeitstag (Montag-Freitag) nach Erkennen des Vorkommnisses abzusenden ist.

S 1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik

S 1.1: Funktionsstörungen, Schäden oder Ausfälle im Sicherheitssystem (einschließlich zugehöriger Hilfs- und Nebensysteme) derart, daß die auslegungsgemäß zur Störfallbeherrschung erforderliche Anzahl von Sicherheitsteileinrichtungen nicht mehr zur Verfügung steht. Wann dies der Fall ist, ist in den genehmigten Betriebsvorschriften festgelegt.

S 1.2: Leckagen, die zur Auslösung einer Schutzaktion führen. Ausgenommen ist das Offenbleiben von Sicherheits- und Entlastungsventilen beim SWR.

S 1.3: Funktionsstörungen von Sicherheits-, Abblase- oder Entlastungsventilen der druckführenden Umschließung:

- Nicht vorgesehenes Öffnen, sofern keine automatische Absperrung der Abblaseleitung erfolgt (ausgenommen SWR).
- Nichtschließen nach Ansprechen, sofern keine automatische Absperrung der Abblaseleitung erfolgt (ausgenommen SWR).
- Nichtöffnen von Sicherheitsventilen im Anforderungsfall.

S 1.4: Kritikalität ohne ausreichende Abschaltreserve¹² des Schnellabschaltsystems.

S 1.5: Absturz

- von Brennelementen,
 - von Lasten über dem Reaktordruckbehälter oder dem Brennelementlagerbecken
- mit der Folge von Leckage oder Freisetzung radioaktiver Stoffe.

¹² Die Abschaltreaktivität reicht nicht aus, wenn der Reaktor bei einem für den gegebenen Anlagenzustand (Reaktorkühlmitteltemperatur, Leistung) nach den Betriebsvorschriften nicht zulässigen Steuerstabbild kritisch ist.

S 2 Ableitung und Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung

S 2.1: Ableitung radioaktiver Stoffe, bei der von der Behörde festgelegte, maximal zulässige Aktivitätswerte überschritten werden.

S 2.2: Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage.

S 3 Verschleppung oder Abhandenkommen radioaktiver Stoffe

S 3.1: Verschleppung von radioaktiven Stoffen aus Kontrollbereichen, sofern mehr als betriebsinterne Schutzmaßnahmen erforderlich sind.

S 3.2: Abhandenkommen von radioaktiven Stoffen.

S 4 Strahlenexposition

S 4.1: Ereignisse, die im Sinne von § 70 StrlSchV eine besondere ärztliche Überwachung von Personen durch einen ermächtigten Arzt erforderlich machen, insbesondere nach

- außergewöhnlichen Strahlenexpositionen,
- Inkorporation von radioaktiven Stoffen,
- erheblichen Kontaminationen.

S 5 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosionen und Überflutungen

S 5.1: Einwirkungen von außen, die das Abschalten oder Abfahren der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen erforderlich machen.

S 5.2: Anlageninterne Brände, Explosionen oder Überflutungen, die das Abschalten oder Abfahren der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen erforderlich machen.

Kategorie E

Meldung an die Aufsichtsbehörde

- unverzüglich nach Erkennen des Vorkommnisses bzw. sobald erkennbar wird, daß ein Vorkommnis der Kategorie E zu besorgen ist,
 - o innerhalb der Geschäftszeiten der Aufsichtsbehörde fernmündlich und fernschriftlich,
 - o außerhalb der Geschäftszeiten entsprechend besonderer Regelung der Aufsichtsbehörde
- und

- mittels Formblatt, das spätestens am 5. Arbeitstag (Montag-Freitag) nach Erkennen des Vorkommnisses abzusenden ist.

E 1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik

- E 1.1: Funktionsstörungen, Schäden oder Ausfälle im Sicherheitssystem (einschließlich zugehöriger Hilfs- und Nebensysteme) derart, daß nur noch die auslegungsgemäß zur Störfallbeherrschung erforderliche Anzahl von Sicherheitsteileinrichtungen zur Verfügung steht. Wann dies der Fall ist, ist in den genehmigten Betriebsvorschriften festgelegt.
- E 1.2: Ausfall einer Anregelungsgruppe im Reaktorschutzsystem.
- E 1.3: Dampferzeugerheizrohrleckagen, die ein Abfahren der Anlage erforderlich machen.
- E 1.4: Brüche oder Risse mit Leckage an Reaktorkühlmittel führenden Systemen. (Ausgenommen sind Tropfleckagen; es sei denn, sie erfordern kurzfristig ein Abfahren der Anlage.)
- E 1.5: (Nur DWR) Brüche oder Risse mit Leckage, die kurzfristig ein Abfahren der Anlage erfordern,
- am Frischdampfleitungssystem bis zu den Turbinen- und Umleitschnellschlußventilen sowie an allen gegen diesen Druckraum nicht absperrbaren Rohrleitungsabschnitten,
 - am Speisewasserleitungssystem sowie an allen gegen diesen Druckraum nicht absperrbaren Rohrleitungsabschnitten,
 - am Speisewasserbehälter,
 - am Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer,
 - an den HD-Vorwärmern und
 - an den HD-Anzapfungen.
- E 1.6: Sicherheitstechnisch bedeutsame Überschreitung von Auslegungswerten bei Reaktorkern, druckführender Umschließung, Sicherheitseinschluß oder sicherheitstechnisch wichtigen Teilen des Frischdampf- und Speisewassersystems.
- E 1.7: Versagen von Druckbehältern, Armaturen- und Pumpengehäusen, Zerlegen von Schwungmassen, Brechen von Rohrleitungen großer Nennweiten in Gebäuden, in denen sich sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile oder Systeme befinden, wie z.B. Reaktorgebäude, Maschinenhaus, Hilfsanlagengebäude, Notspeisegebäude, Einlauf- und Pumpenbauwerk oder Dieselgebäude.
- E 1.8: Vorkommnisse mit automatischem Ansprechen von Sicherheitsventilen der druckführenden Umschließung.
- E 1.9: Funktionsstörungen von Sicherheits-, Abblase- oder Entlastungsventilen:

- Nicht vorgesehenes Öffnen von Sicherheits-, Abblase- oder Entlastungsventilen der druckführenden Umschließung, sofern das Vorkommnis nicht nach Krit. S 1.3 zu melden ist.
- Nichtschließen von Sicherheits-, Abblase- oder Entlastungsventilen der druckführenden Umschließung, sofern das Vorkommnis nicht nach Krit. S 1.3 zu melden ist.
- Nichtöffnen von Abblase- oder Entlastungsventilen der druckführenden Umschließung im Anforderungsfall.
- Nichtöffnen von Frischdampf-Sicherheitsventilen im Anforderungsfall (nur DWR).
- Nichtschließen von Frischdampf-Sicherheitsventilen.
- Nicht vorgesehenes Öffnen, Nichtöffnen im Anforderungsfall oder Nichtschließen von Sicherheitsventilen an sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen.

E 1.10: Unzulässige Reaktivitätstransienten.

E 1.11: - Absturz von

- Behältern mit radioaktiven Stoffen,
 - Lasten über der Reaktorbühne, dem Reaktorraum oder dem Brennelementlagerbecken,
 - sonstigen Lasten,
- sofern eine Freisetzung radioaktiver Stoffe oder eine Beschädigung von Sicherheitseinrichtungen daraus resultiert.
- Absturz von Brennelementen (soweit nicht nach S 1.5 zu melden).

E 2 Verschleppung radioaktiver Stoffe

E 2.1: Verschleppung radioaktiver Stoffe aus Strahlenschutzbereichen.

E 3 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosionen und Überflutungen

E 3.1: Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen durch Einwirkungen von außen.

E 3.2: Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen durch anlageninterne Brände, Explosionen oder Überflutungen.

E 4 Strahlenexposition

E 4.1: Ereignisse, die zu

- außergewöhnlichen Strahlenexpositionen im Sinne von § 50 StrlSchV oder

- Überschreitungen der in den §§ 49, 51 und 52 StrlSchV in Verbindung mit § 55 StrlSchV festgelegten Grenzwerte geführt haben.

Kategorie N

Meldung an die Aufsichtsbehörde

- mittels Formblatt, das spätestens am 5. Arbeitstag (Montag-Freitag) nach Erkennen des Vorkommnisses abzusenden ist.

N 1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik

N 1.1: Funktionsstörungen, Schaden oder Ausfälle im Sicherheitssystem (einschl. zugehöriger Hilfs- und Nebensysteme) derart, daß mindestens eine Sicherheitsteileinrichtung nicht zur Verfügung steht, sowie Funktionsstörungen, Schäden, Ausfälle oder unzulässige Betriebszustände in sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen.

N 1.2: Schäden oder Ausfälle mit Hinweis auf systematische Fehler an

- sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen,
- sonstigen Systemen und Anlagenteilen, soweit sich aus diesen Vorkommnissen Erkenntnisse für sicherheitstechnisch wichtige Systeme oder Anlagenteile ergeben können.

N 1.3: Schäden, insbesondere Risse, Verformungen oder Unterschreitungen von Sollwandstärken an

- sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen (z.B. druckführende Umschließung und sonstige aktivitätsführende Systeme),
- Umschließungen des Frischdampf- und Speisewassersystems bis einschließlich der äußeren Absperrarmatur,
- Umschließungen des Frischdampf- und Speisewassersystems außerhalb der äußeren Absperrarmatur, sofern sie auf Auslegungsmangel oder nicht berücksichtigte Belastungen hinweisen.

N 1.4: Schäden an Druckbehältern, soweit zu besorgen ist, daß ein Versagen der Behälter aufgrund dieser Schäden unmittelbar oder in einer Kette anzunehmender Folgeereignisse zu einer Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme und Anlagenteile führt oder einen Störfall auslöst.

N 1.5: Schäden an Reaktordruckbehältereinbauten, Reaktorkern oder Dampferzeugereinbauten.

N 1.6: Lose Teile in der druckführenden Umschließung.

- N 1.7: Schäden durch Kondensationsschläge oder systematische Schäden an Aufhängungen, Unterstützungen und Dämpfungseinrichtungen an sicherheitstechnisch wichtigen Rohrleitungen und Komponenten.
- N 1.8: Schäden an Reaktorkühlmittelpumpen, die über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse hinausgehen und ein Abfahren der Anlage erfordern.
- N 1.9: Ausfälle von mehr als einer Hauptspeisewasser-, Hauptkondensat- oder Hauptkühlwasserpumpe.
- N 1.10: - Ausfall der Umleitstation im Anforderungsfall .
- Fehlüffnen der Umleitstation während des Betriebs.
- N 1.11: Gemeinsame Ausfälle des Haupt- und Reservenetzanschlusses, Ausfall eines Stranges der Eigenbedarfsversorgung.
- N 1.12: Anforderung von Sicherheitseinrichtungen durch das Reaktorschutzsystem, ausgenommen Schnellabschaltungen in der Anfahrphase bei geringer Reaktorleistung.
- N 1.13: Ereignisse, die bedeutsame Änderungen der Sicherheitsspezifikationen erforderlich machen.
- N 1.14: Fehler in der Auslegung oder Konstruktion des Sicherheitssystems.
- N 1.15: Sicherheitstechnisch bedeutsame Schäden an tragenden Strukturen von Bauwerken.
- N 1.16: Sicherheitstechnisch bedeutsame Schäden an Hebezeugen, Transport- und Handhabungseinrichtungen.
- N 2 Ableitung und Freisetzung radioaktiver Stoffe sowie Vorkommnisse bei der Handhabung radioaktiver Stoffe
- N 2.1: Vorkommnisse, die in solchem Ausmaß zur Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage führen, daß als Folge
- die Einrichtung von Sperrbereichen oder
 - die Räumung bzw. Absperrung des betroffenen Bereiches infolge hoher Raumlufaktivitätskonzentration erforderlich ist.
- N 2.2: Sicherheitstechnisch bedeutsame Vorkommnisse bei Transport, Handhabung und Lagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger radioaktiver Stoffe innerhalb des Anlagengeländes.
- N 3 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosion und Überflutungen

- N 3.1: Schäden an betrieblichen Systemen und Anlagenteilen durch Einwirkungen von außen, sofern eine Funktionseinschränkung damit verbunden ist.
- N 3.2: Schäden an betrieblichen Systemen und Anlagenteilen durch anlageninterne Brände, Explosionen oder Überflutungen, sofern eine Funktionseinschränkung damit verbunden ist.
- N 3.3: Versagen von Brandschutzeinrichtungen im Anforderungsfall.

Vorkommnisse vor Erteilung der Genehmigung für das Beladen des Reaktors

Kategorie V

Meldung an die Aufsichtsbehörde

- mittels Formblatt, das in angemessener Frist, spätestens am 10. Arbeitstag (Montag-Freitag) nach Erkennen des Vorkommnisses abzusenden ist.
- V 1: Befunde an sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen und Systemen, die auf Auslegungsfehler oder Schwächen am Qualitätssicherungssystem hinweisen.
- V 2: Vorkommnisse, die die ordnungsgemäße Funktion von sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen und Systemen beim späteren Betrieb beeinträchtigen können.

Zusammenstellung von in den Meldekriterien verwendeten Begriffen

Ableitung radioaktiver Stoffe

Die Abgabe flüssiger, aerosolförmiger oder gasförmiger radioaktiver Stoffe aus der Anlage auf hierfür vorgesehenen Wegen.

Quelle: Sicherheitskriterien (10/77)

Anregekanalgruppe

Die Anregekanalgruppe ist ein System von mehreren Anregekanälen zur redundanten Erfassung von Prozeßvariablen und zur Bildung redundanter Anregesignale.

Quelle: R KTA 3501 (3/77)

Ausfall

Der Ausfall ist das Versagen einer Komponente derart, daß sie eine oder mehrere Auslegungsanforderungen nicht mehr erfüllen kann.

Quelle: R KTA 3501 (3/77)

besorgen, zu

Ein Umstand ist zu besorgen, wenn sein Eintreten aufgrund konkreter Tatsachen oder vorliegender Erfahrungssätze nicht ausgeschlossen werden kann.

Quelle: Richtlinie Instandhaltung (6/78)

Druckführende Umschließung

DWR: Zur Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels gehören der Reaktordruckbehälter, die Primärkühlmittelführenden Teile der Dampferzeuger, der Druckhalter, die Hauptkühlmittelpumpen und die verbindenden Rohr- und Anschlußleitungen, einschließlich der ersten Absperrarmatur.

Quelle: RSK-Leitlinien DWR (10/81)

Druckführende Umschließung

SWR: Zur Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels gehören der Reaktordruckbehälter und die zum gleichen Druckraum gehörenden Rohrleitungen und Komponenten bis einschließlich den ersten außerhalb des Sicherheitsbehälters liegenden Absperrarmaturen.

Quelle: Entwurf RSK-Leitlinien SWR (9/80)

Eigenbedarfsversorgung

Eigenbedarfsversorgung ist die Versorgung der Eigenbedarfsverbraucher und des Notstromsystems aus Netzanschlüssen oder eigenem Blockgenerator.

Quelle: R KTA 3701. 1 (6/78)

Fehler, systematischer

Synonymer Begriff: Systematischer Ausfall

Der systematische Ausfall ist das Versagen von Komponenten aufgrund der gleichen Ursache.

Quelle: R KTA 3501 (3/77)

Freisetzung radioaktiver Stoffe

Das Entweichen radioaktiver Stoffe aus den vorgesehenen Umschließungen in die Anlage oder in die Umgebung.

Quelle: Sicherheitskriterien (10/77)

Haupt-Netzanschluß

Haupt-Netzanschluß ist eine Verbindung zwischen Kraftwerk und Netz, über die das Kraftwerk Leistung abgibt. Diese Verbindung beginnt an den Unterspannungsklem-

men des Maschinentransformators und endet überspannungsseitig mit dem Leistungsschalter in der Netz-Schaltanlage.

Quelle: R KTA 3701.1 (6/78)

Inkorporation

Aufnahme radioaktiver Stoffe in den menschlichen Organismus.

Quelle: Strahlenschutzverordnung (10/76)

Kontamination

Durch radioaktive Stoffe verursachte Verunreinigung.

Quelle: Strahlenschutzverordnung (10/76)

Kontrollbereich

Bereich, in dem infolge der Anwendung ionisierender Strahlen die Möglichkeit besteht, daß Personen durch Bestrahlung von außen oder durch Inkorporation radioaktiver Stoffe im Kalenderjahr eine höhere Körperdosis als 3/10 der Grenzwerte der Anlage X Spalte 2 bei einem Aufenthalt von 40 Stunden je Woche erhalten können.

Quelle: Strahlenschutzverordnung (10/76)

Reaktorschutzsystem

Das Reaktorschutzsystem ist der Teil des Sicherheitssystems, welcher die für die Sicherheit der Reaktoranlage und Umgebung wesentlichen Prozeßvariablen zur Vermeidung von unzulässigen Beanspruchungen und zur Erfassung von Störfällen überwacht, verarbeitet und Schutzaktionen auslöst, um den Zustand der Reaktoranlage in sicheren Grenzen zu halten.

Quelle: ÄE KTA 3501 (2/82)

Reserve-Netzanschluß

Reserve-Netzanschluß ist eine Verbindung zwischen Kraftwerk und Netz, über die mindestens die Abfahrleistung (unter Erhaltung der Hauptwärmesenke) bezogen werden kann. Diese Verbindung beginnt an Sammelschienen der Eigenbedarfsanlage und endet mit dem Leistungsschalter einer Netzschaltanlage.

Quelle: R KTA 3701.1 (6/78)

Schutzaktion

Die Schutzaktion ist die Betätigung oder der Betrieb von aktiven Sicherheitseinrichtungen, die zur Beeinflussung von Störfallabläufen und zur Minderung von Schadensauswirkungen erforderlich sind.

Quelle: ÄE KTA 3501 (2/82)

Sicherheitseinrichtung, aktive

Die aktive Sicherheitseinrichtung ist eine technische Einrichtung des Sicherheitssystems, die vom Reaktorschutzsystem ausgelöste Schutzaktionen ausführt.

Hinweis:

Aktive Sicherheitseinrichtungen sind zum Beispiel: Einrichtungen zur Abschaltung des Reaktors, zur Notkühlung, zur Nachwärmeabfuhr, zum Durchdringungsabschluß des Reaktorsicherheitsbehälters.

Sicherheitseinrichtungen, die eine Schutzfunktion ohne Stellglieder oder ohne Aggregate ausüben, zum Beispiel Kernkühlmitteleinschluß, Sicherheitsbehälter, Abschirmung, werden als passive Sicherheitseinrichtungen bezeichnet.

Quelle: ÄE KTA 3501 (2/82)

Sicherheitseinrichtung, passive

Sicherheitseinrichtungen, die eine Schutzfunktion ohne Stellglieder oder ohne Aggregate ausüben, zum Beispiel Kernkühlmitteleinschluß, Sicherheitsbehälter, Abschirmung, werden als passive Sicherheitseinrichtungen bezeichnet.

Quelle: Im Hinweis der Definition "Sicherheitseinrichtung, aktive" enthalten (s.o.).

Sicherheitseinschluß

Der Sicherheitseinschluß ist das System aus Sicherheitsbehälter und umgebendem Gebäude sowie den Hilfssystemen zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter.

Quelle: Sicherheitskriterien (10/77)

Sicherheitssystem

Das Sicherheitssystem ist die Gesamtheit aller Einrichtungen einer Reaktoranlage, die die Aufgabe haben, die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen zu schützen und bei auftretenden Störfällen deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten.

Quelle: RSK-Leitlinien DWR (10/81)

Sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Anlagenteile

Sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Anlagenteile sind solche, die erforderlich sind, den Reaktor jederzeit aus bestimmungsgemäßem Betrieb und bei Störfällen sicher abzuschalten und in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen, das Auftreten unkontrollierter Kritikalität zu verhindern sowie die erforderliche Vorsorge gegen Schäden zu gewährleisten und jede Strahlenexposition oder

Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik auch unterhalb der festgesetzten Grenzwerte so gering wie möglich zu halten.

Quelle: Richtlinie Instandhaltung (6/78)

Sicherheitsteileinrichtung

Die Sicherheitsteileinrichtung ist der Teil einer Sicherheitseinrichtung, der zur Verwirklichung einer Schutzteilaktion benötigt wird.

Hinweis:

Eine Sicherheitsteileinrichtung ist zum Beispiel eins von 4 x 50 Prozent-Notkühlsystemen.

Quelle: ÄE KTA 3501 (2/82)

Sperrbereich

Bereich des Kontrollbereichs, in dem die Ortsdosisleistung höher als 3 Millijoule durch Kilogramm und Stunde (0,3 rem durch Stunde) sein kann.

Quelle: Strahlenschutzverordnung (10/76)

Störfall

Ein Störfall ist ein Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann und für den die Anlage ausgelegt ist oder für den bei der Tätigkeit vorsorglich Schutzvorkehrungen vorgesehen sind.

Quelle: Strahlenschutzverordnung (10/76)

Strahlenexposition, außergewöhnliche

Eine den Grenzwert der Vierteljahreskörperdosis übersteigende Bestrahlung, die für eine besondere Situation im Rahmen des normalen Betriebs erlaubt wird, wenn es zwingend geboten ist, Störfallfolgen oder eine Gefährdung von Personen zu beseitigen.

Quelle: Strahlenschutzverordnung (10/76)

Strahlenschutzbereich

Sperrbereich, Kontrollbereich oder Überwachungsbereich.

Quelle: Strahlenschutzverordnung (10/76)

Umgebung

Luft, Wasser, Boden außerhalb von Anlagengebäuden.

Unfall

Ereignisablauf, der für eine oder mehrere Personen eine die Grenzwerte übersteigende Strahlenexposition oder Inkorporation radioaktiver Stoffe zur Folge haben kann, soweit er nicht zu den Störfällen zählt.

Quelle: Strahlenschutzverordnung (10/76)

Blatt 1

MELDUNG EINES BESONDEREN VORKOMMISSES (MELDEFORMULAR)

1 Anlage		3 Anlagentyp: vorläufig ☐		5 Block-Vorl.-Nr.	
2 Ereignisdatum		4 Kategorie ☐ ☐ ☐ ☐		Vork.-Nr.	
2 Ereigniszeit Uhr		4 Kategorie ☐ ☐ ☐ ☐		Eingangsdatum	
6 Bearbeiter		4 Kategorie ☐ ☐ ☐ ☐		Kurzzeichen	
7 BETRIEBSWERTE VOR ERGEBNISSEINTRITT		8 REPARATUR INFOLGE DES VORKOMMISSES		Nicht von CNS ausgefüllt	
Therm. Reaktorlastg. MW		Beginn Abfahren		Reaktorzustand	
Generatorleistung MW		Zeit		Reaktorleistung	
Generatorleistung MW		Zufahren geplant		Reaktorleistung	
9 ÜBERSCHRIFT					
10 BETEILIGTE EINRICHTUNGEN MIT NICHT AUSLEGUNGSGEWISSEN FUNKTION *					
System		System-Code		Komponente	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport		Ort-Code		Bauteil	
Bauteil		Komponente		Komponente-Code	
Komponente		Komponente-Code		Einbauport	
Einbauport					

Blatt 2

MELDUNG EINES BESONDEREN VORKOMMISSES (MELDEFORMULAR)

15 BESCHREIBUNG *	5 Stock-Werk.-Nr. /
16 ERKENNUNG *	
17 AUSWIRKUNGEN *	
18 URSACHE *	
19 BEHEBUNG *	
20 VORBEUGUNGEN GEGEN WIEDERHOLUNG *	

* Falls der Platz nicht ausreicht, bitte Formblatt mehrfach verwenden.

VORK 2-05/85

Block 3

MELDUNG EINES BESONDEREN VORKOMMNISS (MELDEFORMULAR)

21. BETEILIGTE EINRICHTUNGEN MIT NICHT AUSLEGENSWERER FUNKTION *

Komponentenverhalten ☐ Fehlfunktion ☐

Komp.-Code (gem. Ziffer 100)

Typ

Werkstoff

Bestell (gem. Ziffer 10)

Hersteller

ZF Medium

Auslegungsdaten

Druck, Temperatur, Beanspruchung usw.

Betriebsdaten

Druck, Temperatur, Stößen, Lastwechsel, Puls, zeitl. usw.

100 BETRIEBSZUSTAND	400 AUSFALLARTEN	500 SCHADENSSTILE
101 Anfahren	401 Aktivitätsleistung	501 Bruchstoß
102 Nulllast (0-0,05 N/mm)	402 Aktivitätsleistung, aus Anlage	502 Anschlag
103 Teillast (0,05-0,8 N/mm)	403 Komponente, System	503 Aufschlag
104 Volllast (0,8-1 N/mm)	404 eingeschweißte Komponente	504 Aufschlag
105 Überlast (> 1 N/mm)	405 Kegelstumpenfall	505 Isolationsfehler
106 Leistungsänderung	406 eingeschweißte Stange/Ring	506 Überbeanspruchung
107 Abfahren	407 Stütz-/Kantlastfall	507 Übergangsverstaß
108 Höl Stand by	408 eingeschweißtes System	508 Freisetzen, Verkleben, Verkleben
109 Umkehrstellung	409 Schweißfall	509 Verformung
110 Inbetriebnahme	410 Folgeschaden	510 Vergrößerung, Verkleben
111 Stillstand	411 nicht gestartet	511 Leber, Farg, Einschlag
112 Revision/Reparatur	412 nicht gestoppt	512 Riß, Bruch
199	413 nicht gestoppt	513 Freigabe, Verursachung
200 URSACHEN	414 nicht gestoppt	514 Verformung, Verschönerung, Aus-
201 Getriebefehler	415 nicht geschlossen	515 Zerschlagung, Verformung, Ver-
202 Verbinderwechsel	416 nicht geschlossen	516 Zerschlagung, Verformung, Ver-
203 Reibung/Überstand vor Ort	417 nicht geschlossen	517 Zerschlagung, Verformung, Ver-
204 Inspektion	418 nicht gestoppt	518 Zerschlagung, Verformung, Ver-
205 Verlust	419 nicht gestoppt	519 Zerschlagung, Verformung, Ver-
206 Inspektionszeit	420 nicht gestoppt	520 Zerschlagung, Verformung, Ver-
207 Überbeanspruchung	421 falschlich gestoppt	521 Zerschlagung, Verformung, Ver-
208 Anschlag	422 falschlich gestoppt	522 Zerschlagung, Verformung, Ver-
209 Ruck	423 falschlich gestoppt	523 Zerschlagung, Verformung, Ver-
210 Ruck	424 falschlich gestoppt	524 Zerschlagung, Verformung, Ver-
211 Ruck	425 falschlich gestoppt	525 Zerschlagung, Verformung, Ver-
212 Ruck	426 falschlich gestoppt	526 Zerschlagung, Verformung, Ver-
213 Ruck	427 falschlich gestoppt	527 Zerschlagung, Verformung, Ver-
214 Ruck	428 falschlich gestoppt	528 Zerschlagung, Verformung, Ver-
215 Ruck	429 falschlich gestoppt	529 Zerschlagung, Verformung, Ver-
216 Ruck	430 falschlich gestoppt	530 Zerschlagung, Verformung, Ver-
217 Ruck	431 falschlich gestoppt	531 Zerschlagung, Verformung, Ver-
218 Ruck	432 falschlich gestoppt	532 Zerschlagung, Verformung, Ver-
219 Ruck	433 falschlich gestoppt	533 Zerschlagung, Verformung, Ver-
220 Ruck	434 falschlich gestoppt	534 Zerschlagung, Verformung, Ver-
221 Ruck	435 falschlich gestoppt	535 Zerschlagung, Verformung, Ver-
222 Ruck	436 falschlich gestoppt	536 Zerschlagung, Verformung, Ver-
223 Ruck	437 falschlich gestoppt	537 Zerschlagung, Verformung, Ver-
224 Ruck	438 falschlich gestoppt	538 Zerschlagung, Verformung, Ver-
225 Ruck	439 falschlich gestoppt	539 Zerschlagung, Verformung, Ver-
226 Ruck	440 falschlich gestoppt	540 Zerschlagung, Verformung, Ver-
227 Ruck	441 falschlich gestoppt	541 Zerschlagung, Verformung, Ver-
228 Ruck	442 falschlich gestoppt	542 Zerschlagung, Verformung, Ver-
229 Ruck	443 falschlich gestoppt	543 Zerschlagung, Verformung, Ver-
300 AUSWIRKUNGEN	444 falschlich gestoppt	544 Zerschlagung, Verformung, Ver-
301 Reaktoranlage	445 falschlich gestoppt	545 Zerschlagung, Verformung, Ver-
302 keine	446 falschlich gestoppt	546 Zerschlagung, Verformung, Ver-
303 Leistungsreduzierung	447 falschlich gestoppt	547 Zerschlagung, Verformung, Ver-
304 Abfahren	448 falschlich gestoppt	548 Zerschlagung, Verformung, Ver-
305 Stillstand	449 falschlich gestoppt	549 Zerschlagung, Verformung, Ver-
306 Auswirkung auf anderen Block	450 falschlich gestoppt	550 Zerschlagung, Verformung, Ver-
307 Leckage	451 falschlich gestoppt	551 Zerschlagung, Verformung, Ver-
308 Ausfall der Hauptkomponente	452 falschlich gestoppt	552 Zerschlagung, Verformung, Ver-
309 Verlebensschluß	453 falschlich gestoppt	553 Zerschlagung, Verformung, Ver-
310 Inbetriebnahme	454 falschlich gestoppt	554 Zerschlagung, Verformung, Ver-
311 Ausstromfall	455 falschlich gestoppt	555 Zerschlagung, Verformung, Ver-
312 Teilabdruck (Anteil)	456 falschlich gestoppt	556 Zerschlagung, Verformung, Ver-
313 Abdruck über Buch	457 falschlich gestoppt	557 Zerschlagung, Verformung, Ver-
314 Abdruck von P-S-Schleife	458 falschlich gestoppt	558 Zerschlagung, Verformung, Ver-
315 Abdruck von P-S-Schleife	459 falschlich gestoppt	559 Zerschlagung, Verformung, Ver-
316 Abdruck von P-S-Schleife	460 falschlich gestoppt	560 Zerschlagung, Verformung, Ver-
317 Abdruck von P-S-Schleife	461 falschlich gestoppt	561 Zerschlagung, Verformung, Ver-
318 Abdruck von P-S-Schleife	462 falschlich gestoppt	562 Zerschlagung, Verformung, Ver-
319 Abdruck von P-S-Schleife	463 falschlich gestoppt	563 Zerschlagung, Verformung, Ver-
320 Abdruck von P-S-Schleife	464 falschlich gestoppt	564 Zerschlagung, Verformung, Ver-
321 Abdruck von P-S-Schleife	465 falschlich gestoppt	565 Zerschlagung, Verformung, Ver-
322 Abdruck von P-S-Schleife	466 falschlich gestoppt	566 Zerschlagung, Verformung, Ver-
323 Abdruck von P-S-Schleife	467 falschlich gestoppt	567 Zerschlagung, Verformung, Ver-
324 Abdruck von P-S-Schleife	468 falschlich gestoppt	568 Zerschlagung, Verformung, Ver-
325 Abdruck von P-S-Schleife	469 falschlich gestoppt	569 Zerschlagung, Verformung, Ver-
326 Abdruck von P-S-Schleife	470 falschlich gestoppt	570 Zerschlagung, Verformung, Ver-
327 Abdruck von P-S-Schleife	471 falschlich gestoppt	571 Zerschlagung, Verformung, Ver-
328 Abdruck von P-S-Schleife	472 falschlich gestoppt	572 Zerschlagung, Verformung, Ver-
329 Abdruck von P-S-Schleife	473 falschlich gestoppt	573 Zerschlagung, Verformung, Ver-
330 Abdruck von P-S-Schleife	474 falschlich gestoppt	574 Zerschlagung, Verformung, Ver-
331 Abdruck von P-S-Schleife	475 falschlich gestoppt	575 Zerschlagung, Verformung, Ver-
332 Abdruck von P-S-Schleife	476 falschlich gestoppt	576 Zerschlagung, Verformung, Ver-
333 Abdruck von P-S-Schleife	477 falschlich gestoppt	577 Zerschlagung, Verformung, Ver-
334 Abdruck von P-S-Schleife	478 falschlich gestoppt	578 Zerschlagung, Verformung, Ver-
335 Abdruck von P-S-Schleife	479 falschlich gestoppt	579 Zerschlagung, Verformung, Ver-
336 Abdruck von P-S-Schleife	480 falschlich gestoppt	580 Zerschlagung, Verformung, Ver-
337 Abdruck von P-S-Schleife	481 falschlich gestoppt	581 Zerschlagung, Verformung, Ver-
338 Abdruck von P-S-Schleife	482 falschlich gestoppt	582 Zerschlagung, Verformung, Ver-
339 Abdruck von P-S-Schleife	483 falschlich gestoppt	583 Zerschlagung, Verformung, Ver-
340 Abdruck von P-S-Schleife	484 falschlich gestoppt	584 Zerschlagung, Verformung, Ver-
341 Abdruck von P-S-Schleife	485 falschlich gestoppt	585 Zerschlagung, Verformung, Ver-
342 Abdruck von P-S-Schleife	486 falschlich gestoppt	586 Zerschlagung, Verformung, Ver-
343 Abdruck von P-S-Schleife	487 falschlich gestoppt	587 Zerschlagung, Verformung, Ver-
344 Abdruck von P-S-Schleife	488 falschlich gestoppt	588 Zerschlagung, Verformung, Ver-
345 Abdruck von P-S-Schleife	489 falschlich gestoppt	589 Zerschlagung, Verformung, Ver-
346 Abdruck von P-S-Schleife	490 falschlich gestoppt	590 Zerschlagung, Verformung, Ver-
347 Abdruck von P-S-Schleife	491 falschlich gestoppt	591 Zerschlagung, Verformung, Ver-
348 Abdruck von P-S-Schleife	492 falschlich gestoppt	592 Zerschlagung, Verformung, Ver-
349 Abdruck von P-S-Schleife	493 falschlich gestoppt	593 Zerschlagung, Verformung, Ver-
350 Abdruck von P-S-Schleife	494 falschlich gestoppt	594 Zerschlagung, Verformung, Ver-
351 Abdruck von P-S-Schleife	495 falschlich gestoppt	595 Zerschlagung, Verformung, Ver-
352 Abdruck von P-S-Schleife	496 falschlich gestoppt	596 Zerschlagung, Verformung, Ver-
353 Abdruck von P-S-Schleife	497 falschlich gestoppt	597 Zerschlagung, Verformung, Ver-
354 Abdruck von P-S-Schleife	498 falschlich gestoppt	598 Zerschlagung, Verformung, Ver-
355 Abdruck von P-S-Schleife	499 falschlich gestoppt	599 Zerschlagung, Verformung, Ver-
356 Abdruck von P-S-Schleife	500 falschlich gestoppt	600 Zerschlagung, Verformung, Ver-

* für jedes Einzelereignis bitte neues Formblatt verwenden.

VORK 3-05/85