

Der Versuchsreaktor AVR - Entstehung, Betrieb und Störfälle

Abschlussbericht der AVR-Expertengruppe

- Kurzfassung -

Dipl.-Phys. Christian Küppers (Vorsitzender)

Dipl.-Phys. Lothar Hahn

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

Dr.-Ing. habil. Leopold Weil

Jülich, 26. März 2014

Hintergrund und Aufgabenstellung

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. 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 mit dem Ziel einer anderweitigen Nutzung des Geländes.

Als technische Fragestellungen in Zusammenhang mit dem AVR wurden seit einigen Jahren insbesondere nicht erkannte überhöhte Temperaturen im Reaktorkern sowie hohe Freisetzungen von Spaltprodukten aus den Kugelbrennelementen diskutiert. Die FZJ GmbH und die AVR GmbH nahmen dies schließlich zum Anlass, die Betriebsgeschichte des AVR-Versuchsreaktors durch externe 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 Heinzl (vor seinem Ruhestand zuletzt kom. Leiter des „Instituts 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.

Eine Vielzahl von Unterlagen wurde von der Expertengruppe ausgewertet, zunächst ausgehend von einer Zusammenstellung von rund 200 Dokumenten, 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. Auch mit dieser umfangreichen Auswertung lassen sich im Nachhinein aber nicht mehr alle Fragen klären.

Seitens der AVR GmbH und FZJ GmbH wurde die Arbeit durch Beschaffung von Unterlagen und Informationen sowie durch die Bereitschaft zu verschiedenen Fach-

gesprächen mit unterschiedlichen Teilnehmern und Themen wirksam unterstützt. Die Expertengruppe hat darüber hinaus drei Fachgespräche mit Herrn Dr. Rainer Moormann, einem ehemaligen Mitarbeiter der FZJ GmbH und in der Öffentlichkeit bekannten Kritiker des AVR, geführt, in denen viele technische Fragen detailliert diskutiert wurden. Ohne die Unterstützung durch die AVR GmbH, der FZJ GmbH und Herrn Dr. Rainer Moormann wäre die Arbeit nicht zu leisten gewesen. Die Expertengruppe bedankt sich bei allen Beteiligten für ihre Unterstützung.

Die AVR-Expertengruppe stand bei ihren Untersuchungen und der Abfassung ihres Abschlussberichts vor der Aufgabe, eine Bewertung bestimmter Aspekte aus der Betriebsgeschichte des AVR vorzunehmen. Wenn bei der Bewertung möglicher Defizite nicht mit formalen, kodifizierten Anforderungen abgeglichen werden konnte, musste eine Beurteilung im Einzelfall erfolgen. Dabei war das damalige – teils weit in der Vergangenheit liegende – Umfeld bezüglich der Vorgehensweisen und der Bewertungsmaßstäbe zu berücksichtigen. Anforderungen des gesetzlichen und des untergesetzlichen Regelwerks unterliegen einem zeitlichen Wandel und waren in ihrer jeweils gültigen Fassung bei der Bewertung heranzuziehen. Auf dieser Basis wurde eine objektive Bewertung angestrebt, ohne sich etwa darauf zurückzuziehen, dass etwas in der damaligen Zeit durchaus „üblich“ war.

Die Mitglieder der Expertengruppe haben einen gemeinsamen Abschlussbericht sowie die vorliegende Kurzfassung erstellt. In dieser Kurzfassung wird zunächst das technische Konzept des AVR kurz vorgestellt. Anschließend wird auf den geschichtlichen Hintergrund eingegangen, soweit er für das Verständnis der Planung, der Errichtung und des Betriebs des AVR hilfreich ist. Die weiteren Abschnitte befassen sich mit den von der Expertengruppe als Schwerpunktthemen ausgewählten Problemen des AVR, im Einzelnen mit den zunächst nicht erkannten überhöhten Temperaturen im Reaktorkern (auch Core genannt), mit der unerwartet hohen Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten aus den Kugelbrennelementen, mit dem 1978 eingetretenen Dampferzeugerstörfall sowie mit radiologischen Aspekten des normalen Betriebs und von Störfällen.

Beschreibung des AVR

Die Besonderheiten des AVR-Reaktorkonzepts waren:

- das Edelgas Helium als Kühlmittel,
- Uran-235 und Thorium-232 als Brenn- und Brutstoff,
- Graphit als Moderatormaterial¹ und

¹ Das Moderatormaterial dient der Abbremsung der bei der Kernspaltung frei werdenden Neutronen durch elastische Stoßprozesse. Diese „moderierten“ Neutronen können einen spaltbaren Atomkern mit höherer Wahrscheinlichkeit spalten. Erst auf diese Weise kann auch bei niedriger Spaltstoffkonzentration eine selbsterhaltende Kettenreaktion erreicht werden.

- außerordentlich hohe, bis dahin nicht realisierte Kühlmitteltemperaturen.

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

Abbildung 1 zeigt einen Schnitt durch das 38 m hohe Reaktorgebäude, einem Betonzyylinder. Darin befand sich der gasdichte Schutzbehälter, in dem wiederum der äußere und innere Reaktorbehälter installiert waren. Der innere Reaktorbehälter umschloss den Reaktorkern, der aus dem Kugelhaufen bestand, sowie die Kohlestein- und Graphitstrukturen zur Gasführung, den Reflektor, die Abschaltstäbe und den Dampferzeuger. Der Kugelhaufen wurde von insgesamt etwa 100 000 Brennstoffkugeln mit einem Durchmesser von je 6 cm gebildet. Sie enthielten im Innern bis zu einem Durchmesser von 5 cm die in Graphit eingebetteten und mit Pyrokohlenstoff und später auch Siliziumkarbid beschichteten Brennstoffpartikel (sogenannte „coated particles“, siehe Abbildung 2). Die Beschichtung sollte die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten bis hin zu den höchsten Betriebs- und Störfalltemperaturen verhindern.

Zugeführt wurden die Kugelbrennelemente über fünf Zugaberohre von oben auf den Kugelhaufen. Eine zentrale Öffnung im Boden ermöglichte ihren Abzug. Von der Seite ragten Graphitnasen in den Kugelhaufen, in deren Längsbohrung je ein Abschaltstab eingefahren werden konnte. Die Abschaltstäbe enthielten Material, das Neutronen einfängt, so dass die nukleare Kettenreaktion unterbrochen werden konnte.

Das Kühlgas durchströmte den Reaktorkern von unten nach oben. Es nahm die im Kugelhaufen erzeugte Wärme auf und wurde von ca. 270 °C auf je nach Fahrweise 750 °C bis 950 °C erwärmt. Im Dampferzeuger wurde durch das heiße Kühlgas Wasser verdampft und der Dampf auf eine Turbine geleitet, die einen Generator zur Stromerzeugung antrieb. Die thermische Leistung des Reaktors betrug 45 Megawatt und die elektrische Leistung 15 Megawatt.

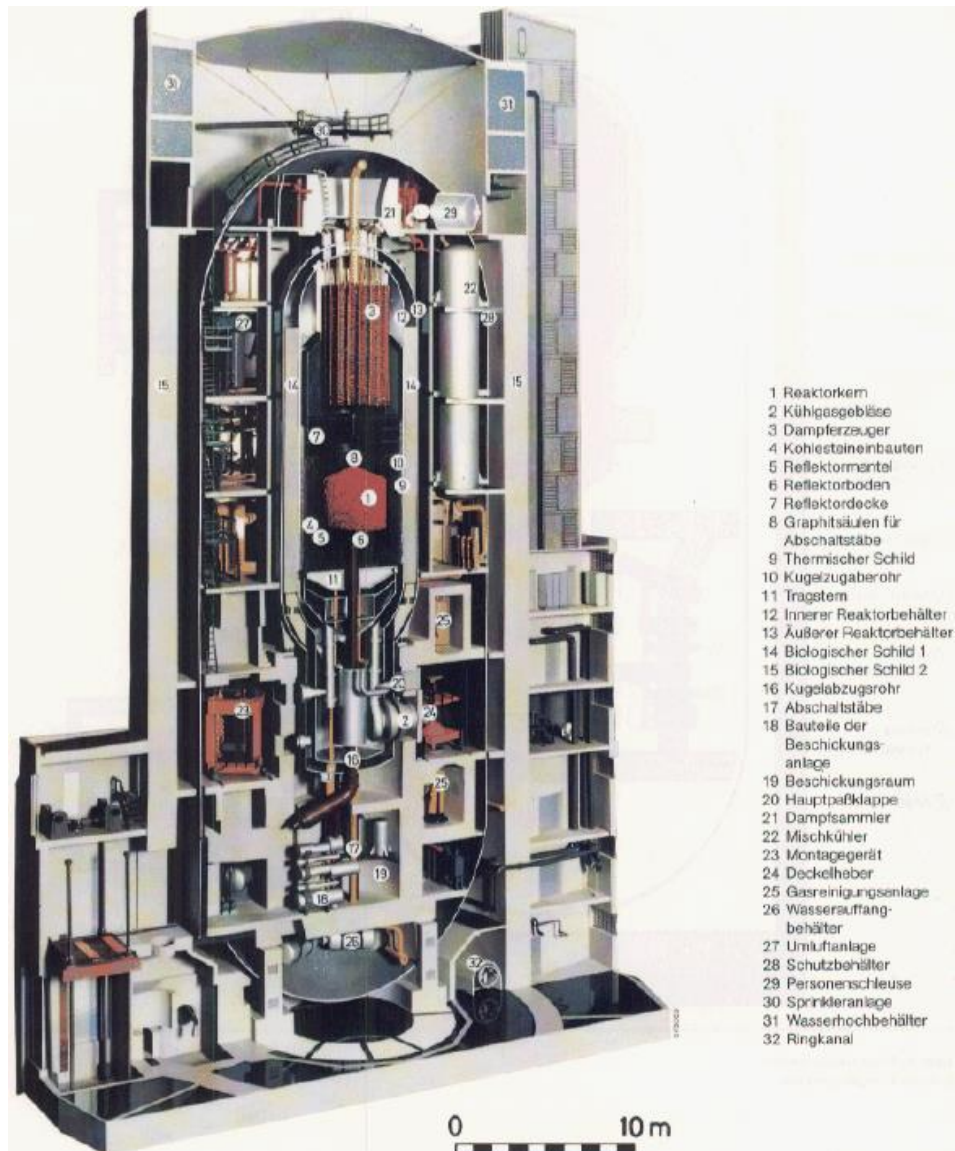


Abbildung 1: Längsschnitt durch das Reaktorgebäude (Quelle: AVR GmbH, BBC, HRB GmbH, „Der Kugelhaufenreaktor der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)“, Mai 1987)

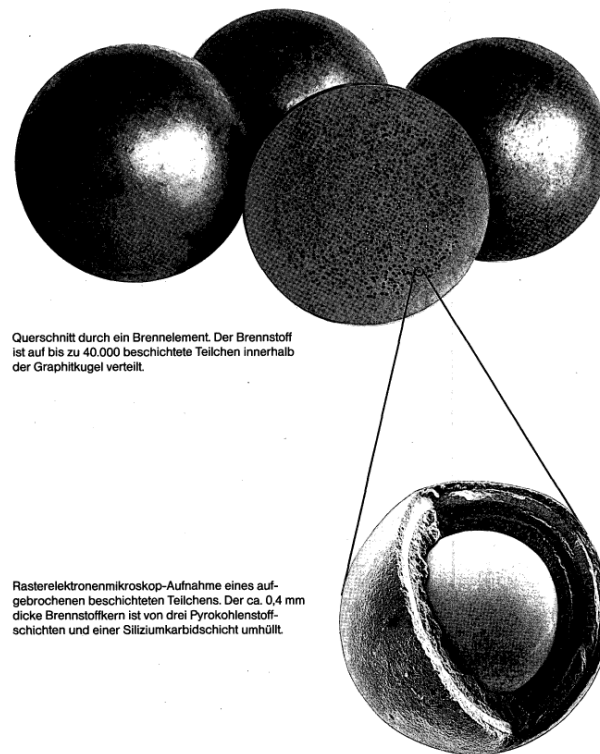


Abbildung 2: Aufbau eines Kugelbrennelements (Quelle: AVR GmbH, BBC, HRB GmbH, „Der Kugelhaufenreaktor der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)“, Mai 1987)

Geschichtlicher Hintergrund

Zu Beginn der deutschen Atompolitik, in den 1950er Jahren, bestand eine große Euphorie, durch Kernreaktoren kostengünstige Energie bereitzustellen, sowie der Wille, den technologischen Vorsprung der damaligen Atommächte USA, UdSSR und Großbritannien aufzuholen. In den 1960er Jahren wurden in Deutschland zunächst Leichtwasserreaktoren (LWR)² errichtet. Frühzeitig wurden aber auch Hochtemperaturreaktor-(HTR)-Konzepte entwickelt, unter denen sich der sogenannte „Kugelhaufenreaktor“ als eine deutsche Entwicklung durchsetzte und mit dem AVR ab 1967 Strom erzeugte. Ein HTR-Konzept bot die Aussicht, den Reaktor bei ausreichend hohen Temperaturen nicht nur zur Stromerzeugung, sondern auch zur Bereitstellung von Prozesswärme und der Kohleveredlung einsetzen zu können. Bereits in den 1960er Jahren entwickelte sich ein Konkurrenzkampf zwischen dem

² Mit Wasser gekühlte und moderierte Reaktoren; international am weitesten verbreiteter Reaktorartyp.

HTR und dem „Schnellen Brüter“³ als ergänzende Reaktorlinie zum LWR, verbunden mit einer Konkurrenzsituation zwischen den Forschungszentren in Jülich und in Karlsruhe.

Das zunächst kernenergie- und technologiefreundliche Umfeld änderte sich mit Beginn der 1970er Jahre durch gesellschaftlichen Widerstand erheblich. Der Reaktorunfall von Three Mile Island am 29.3.1979 führte dann der breiten Öffentlichkeit die Risiken eines Kernschmelzunfalls in einem LWR deutlich vor Augen. Da der Bau der meisten der 20 großen deutschen LWR begonnen hatte, konzentrierte sich die zunehmende Ablehnung der Bevölkerung auf diese Projekte, während der HTR in Form des AVR sowie des THTR-300⁴ in Hamm-Uentrop in den 1970er und frühen 1980er Jahren von öffentlichem Protest weitgehend unbeachtet blieb. Seitens der LWR-Befürworter wurde der HTR als unliebsamer Konkurrent gesehen, der aufgrund seiner überlegenen Sicherheitseigenschaften den LWR in schlechtem Licht erscheinen lassen könnte.

Zunächst schien sich die Kernenergie gegen den Widerstand der Bevölkerung und trotz zunehmender Ablehnung durch die Politik durchzusetzen. Die Reaktorkatastrophe von Tschernobyl am 26.4.1986 erschütterte jedoch das Vertrauen in die Kerntechnik endgültig. Mit beträchtlichem Aufwand wurden die sicherheitstechnischen Eigenschaften des HTR gegenüber Politik und Fachöffentlichkeit herausgestellt. Technologisch schadeten dem Image der HTR-Linie aber die schlechten Betriebsergebnisse des THTR-300, ökonomisch das Ausbleiben neuer Aufträge.

Zunehmend verlor die Kernenergie in Deutschland die Unterstützung durch die Politik. Der AVR wurde Ende 1988 stillgelegt und die staatliche Förderung der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum HTR 1991 eingestellt. Weitere deutsche Aktivitäten nach 1991 beschränken sich vor allem auf Betätigungsfelder im Ausland.

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 allerdings auch ein hohes Maß an Idealismus und an persönlicher Integrität.

³ Reaktortyp, bei dem mit unmoderierten (schnellen) Neutronen Plutonium erzeugt wird, um dieses wieder als neuen Brennstoff einzusetzen. In Deutschland wurden die Entwicklungsarbeiten zu diesem Reaktortyp vor allem im damaligen Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt.

⁴ Großtechnischer Prototyp eines Kugelhaufenreaktors mit 300 MW elektrischer Leistung; allerdings nur etwa ein Jahr (Juni 1987 – September 1988) im kommerziellen Betrieb, 1989 endgültig stillgelegt.

Temperaturen im Primärkreis

Der AVR wurde zeitweise mit gegenüber vorgesehenen und berechneten Werten überhöhten Temperaturen im Core betrieben, ohne dass dies erkannt wurde. Die Expertengruppe hat versucht, mögliche Ursachen für diesen Sachverhalt zu identifizieren.

Eine direkte Messung der Brennelementtemperaturen und der Temperaturverteilung im Primärkreis war beim AVR nicht möglich. Die Temperaturverteilung im Core sowie die mittlere Gasaustrittstemperatur wurden daher zunächst ausschließlich mittels numerischer Simulationsverfahren berechnet. Eine Messung von Temperaturen im Core war mit speziellen Monitorkugeln möglich, die Schmelzkörper enthielten, die bei bestimmten Temperaturen schmolzen. Solche Monitorkugeln wurden aber erst ab 1970 in drei Messkampagnen (in den Jahren 1970, 1972 und 1986) eingesetzt.

Bereits die ersten beiden Messkampagnen (1970 und 1972) zeigten gewisse Abweichungen von Messwerten und berechneten Werten der Temperaturen im Core. Im Februar 1974 wurde die Kühlgasaustrittstemperatur nach entsprechender Genehmigung auf 950 °C erhöht. Ab 1972 und insbesondere 1974 bis 1976 stieg dann die Aktivitätsfreisetzung im Core deutlich an. Aktennotizen aus dem Jahr 1977 belegen zudem, dass schon zu dieser Zeit Erkenntnisse über überhöhte Gas- und Brennelementtemperaturen vorlagen, deren Ursachen im Wesentlichen in einer fehlerhaften Beschickungsstrategie gesehen wurden, die zu einer zu hohen Spaltstoffkonzentration in der äußeren Zone des Cores geführt hat. Ferner gab es eine Überschreitung des genehmigten Werts der mittleren Heißgastemperatur um 35 °C in der Zeit vom 01.01.1976 bis 01.05.1976. Im 2. Quartalsbericht des AVR im Jahr 1976 wird als Ursache dafür 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.

Für die Expertengruppe ist nicht nachvollziehbar, warum zwischen 1972 und 1986 keine weitere Temperaturmessung mit Monitorkugeln erfolgte, obwohl sich viele einschlägige Randbedingungen geändert hatten. Bei der dritten Messkampagne (1986) schmolzen teils auch Schmelzkörper mit der höchsten Schmelztemperatur, nämlich 1280 °C. Die mittlere Kühlgasaustrittstemperatur wurde daraufhin von 950 °C auf 810 °C abgesenkt. Es gibt eine Reihe von Ursachen, die zu den überhöhten Temperaturen bei der Messung von 1986 geführt haben könnten. Ein Mechanismus, der die alleinige Ursache darstellt, konnte von der Expertengruppe nicht identifiziert werden. Es ist möglich, dass sich mehrere Ursachen überlagert haben. In Frage kommen insbesondere Bypässe⁵ im Kühlmittelstrom, Fehler in der Beschi-

⁵ Durch Bypässe kann Kühlmittel einen Weg am Core vorbei nehmen und damit nicht mehr zur Kühlung des Cores beitragen.

ckungsstrategie des Cores, sowie Unsicherheiten bei der Modellierung des Fließverhaltens der Kugeln im Core.

Für die Expertengruppe ist nicht nachvollziehbar, dass nach Auswertung der dritten Monitorkugelserie 1986 bis 1988 keine weiteren sicherheitstechnischen Analysen vorgenommen wurden, z. B. Störfallanalysen zum Einfluss der Temperaturüberhöhungen auf die Beherrschung von Störfällen, etwa auf die Wassergasbildung nach einem Dampferzeugerstörfall, zumal bereits 1978 ein Dampferzeugerstörfall eingetreten war. Unklar ist weiter, warum nicht alle Monitorkugeln der dritten Serie ausgewertet wurden und nicht mehr Anstrengungen unternommen wurden, der Ursache der Temperaturüberhöhungen auf den Grund zu gehen. Eine Bypass-Analyse wurde erst 2008 veröffentlicht.

Primärkreiscontamination

Im Primärkreis des AVR, d. h. innerhalb des Kugelhaufens und angeschlossener Systeme, wurden relativ hohe Aktivitätskonzentrationen und -mengen verschiedener Radionuklide festgestellt, die auf Freisetzungen aus den Brennelementen zurückzuführen sind. Besonders in den Jahren 1974 bis 1976 stieg die Primärkreisaktivität im AVR für bestimmte Radionuklide um den Faktor 100 bis 1000 an. Verglichen mit anderen HTR-Prototypen oder Versuchsanlagen war der Primärkreis des AVR relativ hoch kontaminiert. Die Expertengruppe hat sich mit den möglichen Ursachen der Primärkreiscontamination befasst und kam zu den nachfolgend dargestellten Ergebnissen.

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, insbesondere dem Brennelementtyp, der Brennelementtemperatur sowie den sonstigen physikalisch-technischen Kenngrößen von Belastungen, denen das Brennelement während seines Aufenthaltes im Core ausgesetzt ist. Diese Belastungen hängen wiederum davon ab, wo im Core sich ein Brennelement wie lange befunden hat, was sich messtechnisch oder durch Modellierung nicht zuverlässig ermitteln lässt.

Aufgrund der komplexen AVR-Core-Struktur und dem gleichzeitigen Einsatz vieler verschiedener Typen von Brennelementen war im AVR eine messtechnische Erfassung des Freisetzungsverhaltens der einzelnen Brennelementtypen nicht möglich. Diese konnte zwar in gezielten Experimenten an bestimmten Brennelementen oder coated particles in speziellen Versuchseinrichtungen gemessen werden. Aus diesen Bestrahlungsexperimenten konnten jedoch keine Rückschlüsse auf die Gesamtfreisetzung im AVR gezogen werden, da dessen komplexe Core-Struktur nicht genau genug bekannt war.

Die Expertengruppe sieht die Ursachen für die 1974 bis 1976 stark angestiegene Primärkreiscontamination als nicht geklärt an, auch wenn es verschiedene Erklä-

rungsversuche gab. Belastbare Aussagen zu den Ursachen setzen voraus, dass zum Einen die Abhängigkeit der Spaltproduktfreisetzung von den relevanten Einflussgrößen für die eingesetzten Brennelementtypen und zum Anderen die Bedingungen, denen die Brennelemente beim Durchlaufen des AVR-Cores ausgesetzt waren, bekannt sind. Dies ist aber nicht der Fall. Erschwerend kommt hinzu, dass sich die von verschiedenen Brennelement-Typen herrührenden Effekte überlagern können, da typischerweise sechs bis acht verschiedene Brennelementtypen im Einsatz waren.

In der Zeit des starken Anstiegs der Primärkreiskontamination 1974 bis 1976 wurde ein Typ von Brennelementen verwendet, der sich im Einsatz als weniger robust erwies und aufgrund der zu ungenauen Abbrandmessanlage war es möglich, dass Brennelemente länger als beabsichtigt im Core verblieben. In Verbindung mit der genehmigten Erhöhung der Kühlgasaustrittstemperatur kann dies weiter zum Anstieg der Freisetzungen beigetragen haben. Die Mehrzahl der einschlägigen Publikationen geht von einer starken Temperaturabhängigkeit der Spaltproduktfreisetzung aus den HTR-Brennelementen aus.

Die Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen hat zu einer hohen Kontamination des Primärkreises geführt, nicht aber zu unerwarteten Ableitungen von radioaktiven Stoffen in die Umgebung. Beim Reaktorbetrieb erhöhen solche Kontaminationen aber insbesondere die Strahlenexposition des Betriebspersonals bei Arbeiten am Primärkreis. Im Hinblick auf den Abbau des AVR hat die Primärkreiskontamination erheblichen Mehraufwand verursacht.

Dampferzeugerstörfall 1978

Der Zutritt von Wasser oder Dampf in das Core des AVR musste vermieden bzw. begrenzt werden, da dies zum Einen zu nachteiligen kernphysikalischen Effekten und zum Anderen zu Schäden an den Brennelementen führen konnte. Durch den konstruktiven Aufbau des AVR (Dampferzeuger oberhalb des Cores) war es aber grundsätzlich möglich, dass Wasser bei einer Leckage am Dampferzeuger, der gegenüber dem Primärkreis unter hohem Druck stand, in den Primärkreis gelangen konnte. Ein Dampferzeugerstörfall wurde entsprechend im Genehmigungsverfahren für den AVR als Auslegungsstörfall⁶ behandelt.

Mitte Mai 1978 kam es beim Betrieb des AVR zu einem Schaden am Dampferzeuger, in dessen Folge insgesamt etwa 27 m³ Wasser in den Primärkreis gelangten. Ab Februar 1978 war es bereits zu drei kleineren Wassereintritten gekommen, bei denen aber weniger als ein 1000stel dieser Wassermenge in den Primärkreis gelangt war. Die Expertengruppe hat sich mit den Ursachen und Folgen des

⁶ Bei einem Auslegungsstörfall müssen in der Umgebung bestimmte Dosisgrenzwerte eingehalten werden, die keine besonderen Schutzmaßnahmen erfordern.

Dampferzeugerstörfalls von 1978 sowie mit dem diesbezüglichen Verhalten der Betriebsmannschaft befasst.

Der AVR verfügte über eine Sicherheitsschaltung "Kühlgasfeuchte zu hoch", die bei Überschreitung eines bestimmten Werts eine Schnellabschaltung auslösen sollte. Bei den vorgenannten drei Wassereinbrüchen waren von der Betriebsmannschaft die Messbereiche der Feuchtemessung so umgestellt worden, dass die Reaktorschutzanregungen unwirksam wurden und der Reaktor wieder angefahren werden konnte. Bei einer Gastemperatur von 500 °C war dann die Feuchte ausgeheizt und in der Gasreinigungsanlage abgeschieden worden. Auch bei der beim Dampferzeugerstörfall Mitte Mai 1978 als zu hoch angezeigten Feuchte wurde wieder so verfahren und der Messbereich noch weiter verstellt, um eine Schnellabschaltung zu vermeiden. Fünf Tage nach Störfallbeginn wurde dann ein durch Wasser ausgelöster hoher Füllstand der Bruchkanne⁷ angezeigt. Aufgrund des Ammoniumgehalts des Wassers in der Bruchkanne ging der Betreiber aber davon aus, dass das Wasser nicht aus einem Dampferzeugerleck stammen würde. Erst einen weiteren Tag später wurde der Reaktor abgefahren, da die Trocknungsversuche keinen Erfolg zeigten. Schließlich wurde am Dampferzeuger ein Rohr identifiziert, das ein Leck in der Größenordnung von 1 mm² bis 3 mm² aufwies.

In seinen Auswirkungen war der Dampferzeugerstörfall vom Mai 1978 deutlich weniger gravierend als der im Genehmigungsverfahren untersuchte entsprechende Auslegungsstörfall. Dennoch war er Anlass für umfangreiche technische Verbesserungen am AVR sowie bei der Planung zukünftiger Anlagen. Die Handeingriffe des Personals in die Feuchtemessung wurden von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde gerügt, da sie eine Änderung der Betriebsweise ohne Genehmigung darstellten.

Durch den Dampferzeugerstörfall kam es zu erhöhten Konzentrationen radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage, nämlich im eingetretenen Wasser, im Primärgas und im Frischdampf. Ableitungen in die Umgebungsluft waren für Tritium deutlich gegenüber dem vorherigen Betrieb erhöht. Ein Grenzwert für Emissionen von Tritium war 1978 noch nicht festgelegt, der später festgelegte Grenzwert wäre aber etwa um das Dreifache überschritten worden.

Bei der Meldung des Dampferzeugerstörfalls 1978 an die Aufsichtsbehörde wurde dieser in die niedrigste Meldekategorie („N“, „geringe sicherheitstechnische Bedeutung“) eingeordnet. Die Expertengruppe hält diese damalige Einstufung nicht für sachgerecht, sondern es hätte zumindest eine Einstufung als „sicherheitstechnisch potenziell signifikanter Störfall“ in die Kategorie B, wenn nicht sogar in die höchste, die Kategorie A („sicherheitstechnisch unmittelbar signifikanter Störfall“), erfolgen müssen. Dennoch wurde die durch die AVR GmbH vorgenommene Einstufung durch die Aufsichtsbehörde nicht korrigiert.

⁷ Die Kanne, die beim Kugelabzug die schadhaften Brennelementkugeln sammelt.

Allgemein musste die Expertengruppe feststellen, dass bis 1988 nur 48 Ereignisse am AVR gemeldet wurden, deutlich weniger als bei anderen deutschen Kernkraftwerken. Es sind aus anderen Dokumenten aber Ereignisse am AVR bekannt, die in den Meldelisten nicht aufgeführt sind, beispielsweise ein Säureeinbruch am 7.9.1971, ein unbeabsichtigtes Kritischwerden am 30.3.1977, ein Gebläseschaden am 29.1.1979, die wiederholten Störungen an der Beschickungsanlage. Auch bei anderen Ereignissen als dem Dampferzeugerstörfall 1978 war die Einstufung aus Sicht der Expertengruppe nicht immer angemessen.

Radiologische Aspekte

Bezüglich der radiologischen Aspekte hat sich die Expertengruppe mit der Einhaltung von in der Ersten Strahlenschutzverordnung festgelegten Grenzwerten für Radionuklidkonzentrationen in der nach außen abgegebenen Luft, mit der Überwachung der Emissionen sowie mit der Kontamination von Boden und Grundwasser am AVR befasst.

Die bis zum 31.03.1977 geltende Erste Strahlenschutzverordnung begrenzte die höchstzulässigen Konzentrationen⁸ in Luft und Wasser, welche aus Kontrollbereichen herausgelangen konnten. An Stelle einer Einhaltung der Konzentrationswerte konnten auch z. B. auf ein Jahr bezogene Ableitungswerte⁹ unter Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte¹⁰ beantragt werden. Solche Ableitungswerte wurden von der AVR GmbH aber bis Ende der 1970er Jahre nicht beantragt, obwohl es offenbar nicht möglich war, die andernfalls verbindlichen Konzentrationswerte einzuhalten. Dies ist aus heutiger Sicht schwer verständlich, insbesondere, da diese Probleme der Genehmigungsbehörde frühzeitig bekannt waren. Hinweise auf eine mögliche Überschreitung der damaligen oder heutigen Dosisgrenzwerte in der Umgebung liegen aber nicht vor.

Ursprünglich war der AVR nur mit Einrichtungen zur Aerosol- und Edelgas-Luftüberwachung in der Abluft sowie im Schutzbehälter ausgerüstet. Die Ableitungen von Tritium 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 Tritium in relevanter Menge vorlag. Erst ab 1980 erfolgte nach Einführung neuer Anforderungen im kerntechnischen Regelwerk eine Überwachung, die alle wichtigen Radionuklide

⁸ Die Konzentrationswerte begrenzen die nuklidspezifische Aktivitätskonzentration (in Bq/m³) in der nach außen abgeleiteten Fortluft.

⁹ Ableitungswerte begrenzen die auf einen bestimmten Zeitraum bezogene Gesamtaktivität in der abgeleiteten Fortluft für Einzelnuclide oder Nuklidgruppen, z. B. in Bq pro Tag oder Bq pro Jahr.

¹⁰ Aus der abgeleiteten Aktivitätsmenge kann unter Berücksichtigung der Vermischung in der Umgebungsluft, des Ablagerungsverhaltens, des Transfers in der Nahrungskette etc. die Dosis für Personen der Bevölkerung errechnet werden, um die Einhaltung von Dosisgrenzwerten zu überprüfen.

umfasste. Von hohen nicht bilanzierten Ableitungen und einem Überschreiten von Dosisgrenzwerten ist aber nicht auszugehen, da innerhalb der Anlage in verschiedenen Medien durchgeführte Messungen darauf keine Hinweise geben.

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. Es gab – was aus heutiger Sicht nicht nachzuvollziehen ist - weder Kontrollen des Aktivitätsgehalts im Betonkammerwasser noch eine routinemäßige Überwachung der Aktivität im angrenzenden Boden und Grundwasser, obwohl das Wasser der Betonkammern mit dem Grundwasser in Verbindung stand. Im Januar 1999 wurde wegen einer aus anderem Grund durchgeführten Messung zufällig eine erhöhte Konzentration radioaktiver Stoffe im Regenwasserkanal¹¹ festgestellt und schließlich Aktivität im Betonkammersystem des AVR als Emissionsquelle identifiziert. Als Ursache der Kontamination des Betonkammerwassers (und damit auch von Boden und Grundwasser) werden Leckagen beim Umpumpen von hoch kontaminiertem Wasser nach dem Dampferzeugerstörfall 1978 angenommen. Darüber hinaus wurde durch die 1999 aufgenommenen Untersuchungen festgestellt, dass offensichtlich durch einen anderen früheren Austritt von kontaminiertem Wasser aus einer defekten erdverlegten Leitung an anderer Stelle an der Außenwand des Reaktorgebäudes unbemerkt eine lokale, aber hohe Strontium-90-Kontamination des Bodens verursacht worden war.

Zwischen der vermuteten Ursache der Kontamination des Betonkammerwassers und ihrer Entdeckung waren aufgrund der mangelnden Überwachungsmaßnahmen etwa 20 Jahre verstrichen. Nach der Entdeckung Anfang 1999 wurde durch ein umfangreiches Untersuchungsprogramm sichergestellt, dass es zu keinen unzulässigen Strahlenexpositionen kommen konnte. Für den Zeitraum ab 1978 bis Anfang 1999 hat die Expertengruppe durch Auswertung der Ergebnisse von Grundwasser-, Trinkwasser- und Oberflächenwasserproben und unter Berücksichtigung der Grundwassersituation am Standort ausgehend von sehr konservativen Annahmen, insbesondere einem Dauerkonsum von Trinkwasser mit einer Kontamination in Höhe des maximal in einem Jahr gemessenen Werts, die Dosis abgeschätzt, die nicht überschritten worden sein kann. Auch eine extrem konservative Abschätzung einer oberen Grenze für Strahlenexpositionen der Bevölkerung führt zu so niedrigen Werten und Risiken, dass ein Zusammenhang mit in der Umgebung zwischen 1990 und 1992 aufgetretenen Leukämiefällen nicht bestehen kann. Frühere epidemiologische Untersuchungen waren zum Ergebnis gekommen, dass die beobachtete Leukämiehäufung nicht als signifikant anzusehen ist.

¹¹ Regenwasser, das auf befestigten Flächen gesammelt wird, wird über den Regenwasserkanal, den Hauptentwässerungskanal und eine Druckrohrleitung in den Abschlaggraben des Krauthausen-Jülicher Mühlenteiches und von dort in die Rur eingeleitet.

Auch wenn von keiner gesundheitlichen Gefährdung der Bevölkerung durch die Kontamination von Boden und Grundwasser auszugehen ist, hat dieser Umstand Stilllegung und Abbau des AVR erschwert. Aufgrund der nur nach Abbau des Gebäudes möglichen Sanierung des Geländes war der ursprünglich für 20 bis 30 Jahre vorgesehene sichere Einschluss nicht mehr möglich. Durch die Kontamination mit dem schwer messbaren Strontium-90 ist der Aufwand zur Freigabe des Geländes, die eventuell auch die Entfernung eines Teils des Bodens erfordert, deutlich größer als bei anderen Stilllegungsprojekten von Kernkraftwerken in Deutschland.

Schlussbemerkungen

Die Expertengruppe hat sich in ihrer Arbeit auf einige Schwerpunktthemen konzentriert, zu denen die Ergebnisse und Bewertungen vorangehend dargestellt sind. Auch bei diesen Schwerpunktthemen konnten, trotz der umfangreichen ausgewerteten Unterlagen und der geführten Fachgespräche, nicht alle Sachverhalte abschließend geklärt werden.

So sind 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 – zuverlässige Aussagen über die Höhe, die Dauer und die Ursachen der Temperaturüberhöhungen nicht möglich.

Auch belastbare Aussagen zu den Ursachen der starken Primärkreiskontamination sind nicht möglich, weil dazu 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 sein müssten. Erschwerend kommt hinzu, dass sich die von verschiedenen Brennelementtypen herrührenden Effekte überlagern und typischerweise sechs bis acht Brennelementtypen im Einsatz waren.

Ein Nachuntersuchungsprogramm am AVR nach dessen Stilllegung, das diesen und weiteren offenen Fragen hätte nachgehen können, wurde konzipiert, kam aber bedauerlicherweise nicht zustande.

Die Expertengruppe ist sich darüber im Klaren, 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 abdecken konnte und mit diesem Abschlussbericht zur Versachlichung der weiteren Diskussion beitragen kann.