FACHVERBAND FÜR STRAHLENSCHUTZ e.V.
Mitgliedsgesellschaft der International Radiation Protection Association (IRPA)

Betrieblicher Strahlenschutz

Erfahrungen und Konsequenzen aus technischer Sicht

Bericht der 10. Jahrestagung
des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.
vom 9. – 12. Juni 1976 in Gießen

Redaktion: L. Rausch

FS – 76 – 13 – T
August 1976

Als Manuskript gedruckt

FS-Berichte aus der Schriftenreihe des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.
Zu beziehen durch das Sekretariat:
H. Brunner, Abt. SU, EIR, CH-5303 Würenlingen

F a c h v e r b a n d f ü r S t r a h l e n s c h u t z e.V.
Mitgliedsgesellschaft der
International Radiation Protection Association (IRPA)

B E T R I E B L I C H E R S T R A H L E N S C H U T Z

- ERFAHRUNGEN UND KONSEQUENZEN AUS TECHNISCHER SICHT -

Bericht der 10. Jahrestagung
des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.
vom 9. - 12. Juni 1976 in Gießen

Redaktion: L. Rausch

FS - 76 - 13 - T
August 1976

Vorwort

Mit diesem Band werden die Referate der 10. Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz vorgelegt, die gemeinsam mit der 17. Jahrestagung der Vereinigung Deutscher Strahlenschutzärzte vom 9. - 12. Juni 1976 in Gießen stattfand. Die Gesamttagung umfaßte zwei Hauptthemen:

Betrieblicher Strahlenschutz. - Erfahrungen und Konsequenzen aus technischer und ärztlicher Sicht
sowie
Strahlenbiologische Grundlagen und Praxis des Strahlenschutzes in der Medizin

In diesem Band sind die vom Fachverband für Strahlenschutz getragenen Teile der gemeinsamen Tagung zusammengestellt, die sich mit den Erfahrungen und Konsequenzen des betrieblichen Strahlenschutzes aus technischer Sicht und mit den Erfahrungen und Konsequenzen bei der Strahlenschutzausbildung im technischen Bereich befaßten.

Der von der Vereinigung Deutscher Strahlenschutzärzte - im Rahmen ihrer 17. Jahrestagung - getragene Teil über die Erfahrungen und Konsequenzen des betrieblichen Strahlenschutzes aus ärztlicher Sicht sowie über strahlenbiologische Grundlagen und Praxis des Strahlenschutzes in der Medizin, wird als Band XVII der Reihe "Strahlenschutz in Forschung und Praxis" bei G. Thieme im Frühjahr 1977 erscheinen.

Der Fachverband für Strahlenschutz als Herausgeber und der Kongreßpräsident als Redakteur mußten einen Kompromiß zwischen dem Bemühen, ein schnelles Erscheinen der Referate zu gewährleisten einerseits und Ansprüchen an die Qualität der technischen Wiedergabe und der Normung der Manuskripte andererseits eingehen, der in der vorliegenden Form hoffentlich akzeptabel erscheint.

Das Hauptverdienst an dieser Publikation haben die Autoren, die bereit waren, ihre substantiellen Beiträge in kurzer Frist zum Druck zur Verfügung zu stellen und die an der Programmkonzeption beteiligten Vorstände. Bei der Vorbereitung der Herausgabe und der Redaktion haben mich meine Mitarbeiter,

Frau I. Breinig und Herr Dr. G. Kovács, in dankenswerter Weise unterstützt.

Diesem Band gebe ich den Wunsch mit auf den Weg, er möge nicht nur den Tagungsteilnehmern ermöglichen, sich Einzelheiten des Vorgetragenen noch einmal zu vergegenwärtigen und jenen, die die Tagung nicht besuchen konnten, Information zu bieten, sondern darüberhinaus zu engagierter und kritischer Arbeit für den Strahlenschutz anregen.

Gießen, August 1976

Ludwig Rausch

Inhaltsverzeichnis

BETRIEBLICHER STRAHLENSCHUTZ - ERFAHRUNGEN UND KONSEQUENZEN AUS TECHNISCHER SICHT

		Seite
Rausch,L.	- EINFÜHRUNGSANSPRACHE	1

Hauptthema 1

BESTRAHLUNGSANLAGEN UND RADIOGRAPHIEQUELLEN		5-72
Ehret,R.	- RADIOAKTIVE STOFFE ENTHALTENDE BESTRAHLUNGSANLAGEN	7
Sauerwein,K.	- ERFAHRUNGEN BEIM UMGANG MIT GAMMA-STRAHLERN IN DER ZERSTÖRUNGSFREIEN MATERIALPRÜFUNG	18
Kossel,F.	- PROBLEME DER NORMUNG GERÄTETECHNISCHER STRAHLENSCHUTZVORKEHRUNGEN AN MEDIZINISCHEN ELEKTRONENBESCHLEUNIGERN	29
Ewen,K.	- ERFAHRUNGEN BEI DER ÜBERPRÜFUNG MEDIZINISCHER BESCHLEUNIGER IM LAND NW IM RAHMEN DER BESCHLEUNIGERRICHTLINIEN	42
Goebel,K.	- STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN AM GROSSBESCHLEUNIGER DES CERN	48
Probst,H.	- DIE AKTIVIERUNG AM JÜLICHER ISOCHRONZYKLOTRON JULIC. - WICHTIGSTER FAKTOR FÜR DEN STRAHLENSCHUTZ	59
Janett,A.	- ERSTE BETRIEBSERFAHRUNGEN AM SIN	66

Hauptthema 2

UMGANG MIT RADIOAKTIVEN STOFFEN		73-125
Vogg,H.	- VERWENDUNG OFFENER RADIOAKTIVER STOFFE IN DER TECHNIK	75
Wachsmann,F.	- RADIOAKTIVITÄT IN VERBRAUCHSGÜTERN	80

		Seite
Sauermann,P. Friedrich,W.	- STRAHLENSCHUTZPROBLEME BEI DER ERZEUGUNG UND VERARBEITUNG KURZLEBIGER RADIONUKLIDE	90
Riccato,M.T.	- RADIOAKTIV MARKIERTE SUBSTANZEN FÜR IN VIVO UND IN VITRO TESTE VON DER HERSTELLUNG BIS ZUR ANWENDUNG IN DER NUKLEARMEDIZIN	98
Oberhausen,E.	- STRAHLENEXPOSITION DES PERSONALS IN DER NUKLEARMEDIZIN	107
Kaul,A. Roedler,H.D.	- STRAHLENEXPOSITION VON PATIENTEN BEI DER VERWENDUNG KURZLEBIGER RADIONUKLIDE	113
Maushart,R.	- MESSUNG VON KONTAMINATIONEN IN DER NUKLEARMEDIZIN	122

H a u p t t h e m a 3

BEFÖRDERUNG RADIOAKTIVER STOFFE 127-186

Wehner,G.	- ERFAHRUNGEN UND KONSEQUENZEN BEI DER BEFÖRDERUNG RADIOAKTIVER STOFFE AUS BEHÖRDLICHER SICHT	129
Christ,R.	- STRAHLENSCHUTZ BEIM TRANSPORT BESTRAHLTER BRENNELEMENTE	147
Werner,K.	- DOSISLEISTUNGEN UND PERSONENDOSEN BEI DER BEFÖRDERUNG RADIOAKTIVER STOFFE DURCH DIE DEUTSCHE BUNDESBAHN	154
von Körner,R.	- TRANSPORT VON KERNBRENNSTOFFEN UND SONSTIGEN RADIOAKTIVEN STOFFEN AUF DEM LUFTWEG	164
Spiess,R.	- KONZEPT UND MASSNAHMEN BEI TRANSPORTUNFÄLLEN UND BRÄNDEN, BEI DENEN RADIOAKTIVE STOFFE VORHANDEN SIND	172

Seite

Hauptthema 4

ERZEUGUNG VON KERNENERGIE 187-228

Hagenberg,W. - STRAHLENSCHUTZASPEKTE BEI DER HERSTELLUNG VON PLUTONIUM ENTHALTENDEN BRENNELEMENTEN 189

Schroeder,H.J. - STRAHLENSCHUTZ IM KERNKRAFTWERK BIBLIS 197

Rübenberg,P. - STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN IM KERNKRAFTWERK STADE 205

Herrmann,G. - STRAHLENSCHUTZ IN DER WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGE IN KARLSRUHE 210

Laser,M.
Merz,E. - BEGRENZUNG RADIOAKTIVER ABLEITUNGEN AUS WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGEN 221

Hauptthema 5

BEHANDLUNG UND BESEITIGUNG VON RADIOAKTIVEN ABFÄLLEN 229-263

König,L.
Neumann,W. - ERFAHRUNGEN BEI DER STRAHLENSCHUTZÜBERWACHUNG DER ABTEILUNG DEKONTAMINATIONSBETRIEBE DES KERNFORSCHUNGSZENTRUMS KARLSRUHE 231

Knieper,J.
Printz,H.
Sauermann,P.F.
May,K. - EIN BEITRAG ZUM PROBLEM DER VERFESTIGUNG FLÜSSIGER RADIOAKTIVER ABFÄLLE 241

Stipanits,P. - ÜBERNAHME UND KONDITIONIERUNG SCHWACH RADIOAKTIVER ABFÄLLE. - BETRIEBSERFAHRUNGEN IN DER LANDESSAMMELSTELLE NORDRHEIN-WESTFALEN 245

Breest,H.
Albrecht,E. - DIE ENTWICKLUNG DER EINLAGERUNGSTECHNIK UND DER STRAHLENBELASTUNG DES BETRIEBSPERSONALS IN DER VERSUCHSANLAGE ASSE 250

Seite

Hauptthema 6

AUSBILDUNG IM TECHNISCHEN BEREICH 265-278

Lenkeit,S. - AUSBILDUNG UND FACHKUNDE 267

Tzschaschel,R.
Heinzelmann,M. - DIE STRAHLENSCHUTZAUSBILDUNG UND KENNTNISVERMITTLUNG IN DER KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH 273

Samuel,T. - TONBILDSCHAU: VERHALTEN IM KONTROLLBEREICH 278

Anschriften der Autoren 279-284

Rausch, L.

ERÖFFNUNGSANSPRACHE des Kongreßpräsidenten+)

Zur Einführung in die Tagung möchte ich sechs mir aktuell erscheinende Gedanken zum Strahlenschutz als meine persönliche Meinung äußern:

1. Modeströmungen sind uns allen geläufig. Wir kennen sie auch aus der Medizin. Aber auch im naturwissenschaftlichen Feld waren Modeströmungen zu beobachten; selbst die Forschung erscheint mir nicht frei davon. Meist sind sie durch Überbetonung eines neuen Aspekts charakterisiert, dem oft eine Phase extremer Kritik folgt, bis es zu einer ausgewogenen Betrachtung kommt. Die bei solchem Geschehen zunächst recht großen Amplituden zu dämpfen, ist eine Aufgabe der Wissenschaft, die auch im Bereich der Kontroversen im Strahlenschutz geleistet werden muß.

2. Strahlenschutz im Spannungsfeld von gegensätzlichen Auffassungen bei seiner Anwendung zu begreifen, z.B. zwischen riskantem Verhalten und Übertreibung, und mit Augenmaß zu arbeiten, ist eine ähnliche Aufgabe. Es ist bekanntlich leichter, Menschen über ein Phänomen zu beunruhigen, als sie wieder zu dessen vernunftgemäßer Betrachtung zu veranlassen. Diesbezüglich ist auf dem Sektor Strahlenschutz und Kernenergie jahrelang von manchen Gruppen eine unnütze Deformierung des Bewußtseins der Öffentlichkeit betrieben worden, meist durch einseitige Argumentation, oft verbunden mit nicht sachgerechter Darstellung. Um nicht ganz im Allgemeinen zu bleiben, nenne ich als Beispiel die Forderung,den Dosisgrenzwert der Bevölkerung für die Kerntechnik gesetzlich auf 1 mrem/a festzulegen. Meines Erachtens bedarf, wer dies fordert, entweder dringend der Erweiterung seines Wissens- und Erkenntnishorizontes im Strahlenschutz, oder der Beratung zum Abbau unbegründeter Ängste oder muß sich die Frage gefallen lassen, ob hier nicht Pseudoargumente dazu

---

+) Dieser Text erscheint auch im Tagungsbericht der Vereinigung Deutscher Strahlenschutzärzte: Strahlenschutz in Forschung und Praxis, Band XVII, G. Thieme, Stuttgart, 1977

dienen sollen, eine Entwicklung an einem Punkt zu bekämpfen, an dem die nicht sachkundige Öffentlichkeit hypersensibel reagiert. Wollte man solche Vorschläge nämlich beim Wort nehmen, so müßte man z.B. auch alle weiblichen Passagiere im Luftverkehr in Analogie zu § 27 der Röntgenverordnung nach dem Bestehen einer Schwangerschaft befragen und gegebenenfalls zurückweisen. Außerdem müßten wir als dringende Zukunftsaufgabe sofort zu einer säkularen Umsiedlungsaktion im Bundesgebiet ansetzen und die Gebiete höherer terrestrischer Umgebungsstrahlung in Zukunft nur noch als Naturparks zulassen, die wiederum nur mit Strahlenpaß und für maximal 4 Wochen im Jahr bereist werden dürften, Kinder und Schwangere natürlich ausgeschlossen. Dies klingt lächerlich und ist es angesichts der Variabilität der natürlichen Strahlenbelastung auch. Aber es bezeichnet - und dies meine ich in allem Ernst - nur einige mögliche Folgerungen, die aus der o.g. Forderung zwangsläufig resultieren müßten.

3. Wissenschaftlich begründeter Strahlenschutz darf sich nicht von Interessengruppen abhängig machen, weder von politischen, noch von finanziellen. Das letztere entbindet ihn nicht von der Verpflichtung, finanzielle Aspekte bei der Anwendung wahrheitsgemäß ermittelten Wissens darzulegen, da sie volkswirtschaftliche Bedeutung haben und als Steuergröße für politische Entscheidungen dienen können. Wir werden hierzu ein Beispiel aus der Medizin diskutieren.

4. Von Geld zu sprechen, gilt in bestimmten Zusammenhängen als unfein. Da aber inzwischen auf verschiedenen Gebieten, etwa denen der sozialen Sicherung und des Gesundheits- und Bildungswesens jedem Zeitungsleser evident sein muß, daß man mit Geld, das bei der Maßnahme A gespart wird, eine Maßnahme B ermöglichen kann, sollten wir es auch als eine Aufgabe des angewandten Strahlenschutzes von wissenschaftlicher Dignität verstehen, zu formulieren, was an welchen Stellen vom Strahlenschutz mit wieviel Mitteln zu erwarten ist. Wir sollten zu Kosten-Nutzen-Vergleichen beitragen mit dem Ziel festzustellen, ob - gemessen an betriebenem Aufwand - nicht vielleicht im Strahlenschutz auch hier oder dort übertrieben, oder - wie oben dargelegt - zu sinnloser Übertreibung aufgerufen wird. Wir können nicht von den in der Sache überforderten Politi-

kern erwarten, daß sie davon ablassen, auf das nächste Wahlergebnis zu blicken, oder auf die lautstärksten Lobbys zu hören, wenn wir ihnen nicht substantielle Information liefern.

5. Diese Frage berührt einen offenbar wunden Punkt, von dem ich selbst nicht recht weiß, wie man ihm beikommen soll, nämlich wie man eine sachgerechte Information der Öffentlichkeit gewährleisten kann. Selbst wenn man - sicher etwas zu optimistisch - unterstellt, die fachlich Kompetenten seien in der Lage, ihre Kenntnisse in allgemein verständlicher Form weiterzugeben und wenn man ferner - ebenfalls zu optimistisch - annimmt, Information über alle Sachverhalte sei in allgemein verständlicher Form grundsätzlich möglich, so bleiben doch mindestens zwei kaum überwindbare Barrieren übrig:

   Zum einen die Haltung und Einstellung der Empfänger der Botschaft, die oft so tief von irrationalen Momenten geprägt ist, daß sie sich nicht mit rationalen Mitteln sachgerecht umgestalten läßt, ein echtes Dilemma des Transfers wissenschaftlicher Kenntnisse in den öffentlichen Bereich.

   Zum anderen tendieren die Medien, rückgekoppelt an die Empfänger, wie sie nun einmal sind, dazu, Informationen so auszuwählen, daß sie sich gut verkaufen lassen, was unter wissenschaftlichem Aspekt meist nicht das sachgerechteste Beurteilungskriterium für eine Auswahl darstellt. Wie wäre es sonst möglich, daß unter tausend Ärzten und Zahnärzten, die wir über die zahlenmäßig größte Komponente der zivilisatorischen Strahlenbelastung befragt haben, eine große Gruppe unter fünf falschen Antworten die wählte, dies seien die Kernkraftwerke. Sie werden hierüber noch näheres hören. Die anwesenden Strahlenschutzfachleute und Medienvertreter sind herzlich gebeten, sich den in diesem Punkt formulierten Wünschen geneigt zu zeigen.

6. Um nicht mißverstanden zu werden, betone ich abschließend, daß das Infragestellen des Bestehenden im Strahlenschutz wie in allen Wissenschaftsdisziplinen ein wichtiges Element des Erkenntnisfortschritts darstellt. Jedoch müssen dabei alle Tatsachen im Auge behalten werden und nicht nur eine gerade zur Argumentation passend erscheinende Auswahl davon. Dabei mag hilfreich sein, Strahlenschutz als Teil des Um-

weltschutzes zu begreifen, was isolierte Betrachtungen von strahlenbedingten Risiken ausschließen sollte.

Lassen Sie mich zum Schluß WEINBERG zitieren, der kürzlich, als er über die Zukunft der Kernenergie vortrug, folgendes sagte: "Es ist gefährlich, die Zukunft vorherzusagen. Wenn man ganz sicher sein will, sollte man entweder darauf achten, daß man seine Vorhersage nicht zu Papier bringt, oder aber schon alt und gebrechlich sein, wenn man Prophezeiungen von sich gibt." Demnach könnte ich mich damit beruhigen, keine Prognose gewagt zu haben. Aber ich möchte doch abschließend betonen, daß ich die vorgetragenen Gedanken nicht ganz unverbindlich äußerte, sondern mit dem Wunsch, man möge sie bedenken, diskutieren und vielleicht sogar verfolgen.

Hauptthema 1

BESTRAHLUNGSANLAGEN UND RADIOGRAPHIEQUELLEN

Ehret, R.+)

RADIOAKTIVE STOFFE ENTHALTENDE BESTRAHLUNGSANLAGEN

Zusammenfassung: In einer Überprüfungsaktion des Bundesministers des Innern wurde 1975 der Sicherheitsstand der nichtmedizinischen Gamma-Bestrahlungsanlagen in der Bundesrepublik erfaßt. Die Konsequenzen aus den Erfahrungen, die durch Besichtigungen und schriftliche Befragungen gewonnen wurden, sind aus der statistischen Auswertung der Ergebnisse zu erkennen.

Der Bundesminister des Innern hat im Rahmen seiner Zweckmäßigkeitsaufsicht über die Ausführung des Atomgesetzes, das zusammen mit den darauf aufgebauten Rechtsverordnungen von den Bundesländern im Auftrage des Bundes ausgeführt wird, im letzten Jahr eine Überprüfung der Strahlenschutzmaßnahmen an den nichtmedizinischen Bestrahlungsanlagen mit umschlossenen Gammastrahlern durchgeführt. Die Durchstrahlungsgeräte für die Gamma-Radiografie wurden dabei ausgeklammert. In dem vorliegenden Bericht werden Ergebnisse dieser Überprüfung mitgeteilt.
Anlaß für diese Überprüfungsaktion war ein Strahlenunfall mit tödlichem Ausgang, der sich am 13. Mai 1975 in einer Saatgutbestrahlungsanlage der Stimoswerke in Italien ereignete. Bei dieser Anlage, deren Strahler aus mehreren Kobalt-60 Stäben mit einer Gesamtaktivität von ungefähr 50 000 Curie besteht, waren nach Betätigung der Verschlußeinrichtung nicht alle Kobaltstäbe in ihre sichere Position eingefahren. Diese Gerätestörung wurde nicht bemerkt. Ein Arbeiter, der den Bestrahlungsbereich betrat, erkannte nach kurzer Zeit den Fehler. Obwohl er daraufhin sofort aus dem Bestrahlungsbereich flüchtete, hatte er bereits eine so hohe Dosis erhalten, daß er nach 13 Tagen starb.
Nach diesem Unfall erhob sich die Frage, ob die in der Bundesrepublik installierten Bestrahlungsanlagen gegen Strahlenunfälle ausreichend gesichert sind.

+)Bundesministerium des Innern, Bonn

In der Bundesrepublik ist eine beachtliche Zahl von Gamma-Bestrahlungsanlagen für den Einsatz in Medizin, Technik und Forschung vorhanden, die Gammastrahler mit Aktivitäten oberhalb von 1 000 Curie enthalten. Die Verteilung dieser sogenannten Hochcuriegeräte auf die Bundesländer ist in Tab. 1 dargestellt. Diese Gerätestatistik wird vom Bundesminister des Innern in zweijährigem Abstand neu aufgelegt. Wie aus der Tabelle zu ersehen ist, werden Hochcuriegeräte überwiegend in der Medizin verwendet. Der Anteil der nichtmedizinischen Gamma-Bestrahlungsanlagen betrug im Jahre 1974 nur 17%. In der Tabelle sind zusätzlich die nichtmedizinischen Bestrahlungsanlagen in Kategorien eingeteilt, die für die Durchführung der Überprüfungen zweckmäßig erschienen. Die Anlagenklasse I enthält alle Anlagen mit Aktivitäten oberhalb von 50 000 Curie, die Anlagenklasse II diejenigen Anlagen mit Aktivitäten zwischen 1 000 und 50 000 Curie, die in Bestrahlungsräumen installiert sind, während Anlagenklasse III die Hochschutzgeräte in diesem Aktivitätsbereich umfaßt. Als Hochschutzgeräte werden Bestrahlungsanlagen bezeichnet, bei denen die Strahlenquellen unbeweglich und unzugänglich in sichere Abschirmungen eingebaut sind.

Die medizinischen Gamma-Bestrahlungsanlagen werden größtenteils in der Bundesrepublik unter Berücksichtigung der DIN 6846 hergestellt, die Strahlenschutzregeln für die Herstellung und Errichtung dieser Anlagen enthält. Durch die Standardisierung der gerätetechnischen Strahlenschutzmaßnahmen ist ein hohes Maß an Sicherheit gewährleistet. Deshalb konnte bei den medizinischen Bestrahlungsanlagen zunächst von Überprüfungen abgesehen werden.

Bei den nichtmedizinischen Gamma-Bestrahlungsanlagen kann hingegen eine Beurteilung der gerätetechnischen Strahlenschutzmaßnahmen nur nach eingehender Überprüfung der einzelnen Anlagen oder Anlagetypen erfolgen. Der Grund hierfür

liegt darin, daß diese Bestrahlungsanlagen von zahlreichen Herstellerfirmen aus verschiedenen europäischen Ländern und USA stammen und für die Errichtung dieser Anlagen in der Bundesrepublik keine verbindlichen Richtlinien vorhanden sind. Deshalb sind bei den nichtmedizinischen Gamma-Bestrahlungsanlagen unterschiedliche Sicherheitskonzepte zu erwarten. In Tab. 2 sind die nichtmedizinischen Bestrahlungsanlagen mit Aktivitäten über 50 000 Curie zusammengestellt. Die Anlagen der Firmen Braun, Ethicon und Rüsch dienen zur Strahlensterilisation von medizinischen und pharmazeutischen Produkten; die Anlage der Fa. Hoechst dient zu Forschungszwecken und die Anlage des Abwasserverbandes Ampergruppe zur Hygienisierung von Klärschlamm. In Tab. 3 ist die Verteilung der übrigen nichtmedizinischen Gamma-Bestrahlungsanlagen auf ihre Herstellerfirmen aufgeführt. Aus der Tabelle ist auch ersichtlich, daß hauptsächlich Kobalt-60-Strahler verwendet werden.

Die Überprüfung der nichtmedizinischen Gamma-Bestrahlungsanlagen wurde zum Teil zweispurig durchgeführt. In einer Fragebogenaktion mußten die Strahlenschutzverantwortlichen der Anlagen Fragen zu den baulichen und gerätetechnischen Strahlenschutzmaßnahmen, zu Wartung und Reparatur sowie zum organisatorischen Strahlenschutz beantworten. Zusätzlich wurden die Strahlenschutzmaßnahmen an den Bestrahlungsanlagen mit Aktivitäten über 50 000 Curie von Vertretern des Bundesministers des Innern vor Ort überprüft. Die Fragen stützten sich auf einen Katalog von Strahlenschutzmaßnahmen, zu dessen Erstellung der Entwurf eines Merkblattes des Bundesministers für Forschung und Technologie (1) sowie die Strahlenschutzforderungen des National Bureau of Standards (2) und der ICRP (3) dienen konnten. Dieser Katalog, aufgegliedert in die technischen und organisatorischen Strahlenschutzmaßnahmen, ist zusammen mit den statistischen Ergebnissen der Fragebogenaktion in den Tabellen 4, 5 und 6 wiedergegeben. Die umfangreiche Liste mit gerätetechnischen

Strahlenschutzmaßnahmen in Tab. 4 enthält in Stichworten ausgedrückt die Maßnahmen: Abschirmung, Absperrung mit Sicherungen, Sichtkontrolle, Warnung vor Strahlengefahr und Notfallschutz.

Bei der Beurteilung der Überprüfungsergebnisse ist zu berücksichtigen, daß die gerätetechnischen Maßnahmen zum Teil redundant aufgeführt sind. Die Redundanz ist jedoch nicht notwendig, wenn die Sicherheitseinrichtungen so ausgelegt sind, daß ihr Versagen eine Strahlenexposition verhindert. Diese Betrachtungsweise wird durch den § 73 des Neuentwurfes der StrlSchV gestützt. Darin ist vorgeschrieben, daß Strahlenmeßgeräte, die dazu bestimmt sind, bei Unfällen oder Störfällen durch Warnung Strahlenexpositonen zu verhüten, so beschaffen sein müssen, " daß ihr Versagen durch ein deutlich wahrnehmbares Signal angezeigt wird, sofern nicht durch zwei oder mehrere voneinander unabhängige Meßvorrichtungen der gleiche Meßzweck erreicht wird."

Unter diesem Blickwinkel ist aus der Tab. 4 zu erkennen, daß bei den Großanlagen die Auswahl der gerätetechnischen Strahlenschutzmaßnahmen weitgehend nach einem einheitlichen Konzept erfolgt ist. Dabei wurden 9 Maßnahmen, d.h. die Hälfte der aufgeführten Punkte, bei allen Anlagen gemeinsam verwirklicht. Bei der Betrachtung der einzelnen Großanlagen ergeben sich als Summen der vorhandenen gerätetechnischen Maßnahmen noch höhere Zahlen, die zwischen 11 und 15 liegen; der Mittelwert beträgt 14.

Bei den übrigen in Bestrahlungsräumen installierten Anlagen ist ein gemeinsames Sicherheitskonzept nicht zu erkennen. Nur 4 Maßnahmen sind bei allen Anlagen gemeinsam vorzufinden. Die Überprüfung der einzelnen Anlagen ergab jedoch auch hier ein befriedigendes Bild. Die Gesamtzahl der gerätetechnischen Maßnahmen bei den einzelnen Anlagen liegt zwischen 10 und 15. Im Mittel ergeben sich je Anlage 12

verwirklichte Maßnahmen. Es erscheint aber wünschenswert, eine Standardisierung der gerätetechnischen Maßnahmen zu erzielen.

Die Hochschutzgeräte, zu denen auch die Großanlage des Abwasserverbandes Ampergruppe zählt, konnten nicht in die Tab. 4 eingeordnet werden, da fast alle aufgeführten gerätetechnischen Strahlenschutzmaßnahmen für diesen Anlagentyp entfallen. Wegen der hierbei unveränderlichen Stellung der Strahlenquelle innerhalb ihrer Abschirmung können diese Anlagen so sicher ausgeführt werden, daß keine Strahlenschutzprobleme auftreten.

Bei der in Tab. 5 aufgeführten Statistik über Maßnahmen zur Wartung und Reparatur fällt auf, daß der Abschluß von Wartungsverträgen mit den Herstellerfirmen sogar von den Betreibern der Großanlagen nicht für notwendig erachtet wird. Die Betreiber wenden sich meist nur in Bedarfsfällen an die Herstellerfirmen. Für Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten wird in ungefähr gleichem Maße Fremd- und Eigenpersonal eingesetzt. Hingegen bleiben Quellenwechsel überwiegend den Hersteller- oder Servicefirmen vorbehalten. Zum Teil werden die genannten Arbeiten auch von Herstellern und Betreibern gemeinsam durchgeführt. Hinsichtlich der Wartung der Bestrahlungsanlagen ist zu vermerken, daß nach § 76 des Neuentwurfes der StrlSchV die Bestrahlungsanlagen mindestens jährlich einmal gewartet werden müssen. Zwischen den Wartungsintervallen sind die Anlagen durch einen von der zuständigen Behörde zu bestimmenden Sachverständigen auf sicherheitstechnische Funktion, Sicherheit und Strahlenschutz zu überprüfen. Durch diese Vorschriften wird eine Erhöhung der Anlagensicherheit erzielt, da Wartungsintervalle von maximal 1 Jahr zur Zeit nur bei wenigen Anlagen vorzufinden sind.

Die Statistik der organisatorischen Strahlenschutzmaßnahmen in Tab. 6 zeigt, daß für die Bedienung von zwei Großanlagen

auf den Einsatz beruflich strahlenexponierter Personen verzichtet werden kann.
Als besonders wichtige organisatorische Strahlenschutzmaßnahme ist die Betriebsvorschrift zu werten, daß der Bestrahlungsraum nur mit einem auf Funktion geprüften tragbaren Dosisleistungsmesser betreten werden darf. Hierfür sollten zweckmäßigerweise Geräte mit akustischer Warneinrichtung für Dosisleistungsüberschreitung und Geräteausfall verwendet werden.

Abschließend kann festgestellt werden, daß die nichtmedizinischen Bestrahlungsanlagen in der Bundesrepublik einen hohen Sicherheitsstand aufweisen. Der Schwerpunkt der Strahlenschutzmaßnahmen liegt auf gerätetechnischem Gebiet. Organisatorische Maßnahmen, die durch menschliches Versagen zu Unfällen führen können, sind durch gerätetechnische Maßnahmen ersetzt oder abgesichert. Als Beispiel hierfür kann die Sichtkontrolle im Bestrahlungsraum genannt werden, die in zahlreichen Fällen durch einen im Bestrahlungsraum installierten Funktionsschalter erzwungen wird. Durch den Einsatz von tragbaren Strahlenmeßgeräten wird sichergestellt, daß gerätetechnische Fehler nicht unerkannt bleiben. Ein Unfall, wie er sich in Italien ereignet hat, kann bei diesen Verhältnissen nicht vorkommen.
Als zusätzliche Sicherheitsmaßnahme erscheint eine Vereinheitlichung der gerätetechnischen Maßnahmen zweckmäßig, die durch Richtlinien verwirklicht werden sollte.

Tab.1: Hochcuriegeräte in der Bundesrepublik Deutschland (Stand: 31.12.1974)

Bundesland	Zahl der Geräte	Nichtmedizinische Ger.+) I	II	III	Sum.
Baden-Württembg	30	1	2	5	8
Bayern	43	1	4	3	8
Berlin	12	-	1	3	4
Bremen	5	-	-	-	-
Hamburg	6	-	-	-	-
Hessen	20	2	2	2	6
Niedersachsen	21	-	2	1	3
Nordrhein-Westf.	70	-	4	1	5
Rheinld-Pfalz	8	-	1	-	1
Saarland	3	-	-	-	-
Schleswig-Holstein	5	1	-	-	1
1974:	223	5	16	15	36
(1972)	(196)				(33)

+)
I: A ≧ 50 000 Ci
II: 1000 Ci ≦ A < 50 000 Ci in Bestrahlungsraum
III: " " " in Abschirmbehälter (Hochschutzgeräte)

Tab.2: Nichtmedizinische Gamma-Bestrahlungsanlagen mit Kobalt-60-Nennaktivitäten ≧ 50 000 Ci

Betreiber	Hersteller	Nennakt./Aktivität 1975
Braun AG Melsungen	Gebr. Sulzer AG (CH)	600 000 / 341 544 Ci
Ethicon GmbH Norderstedt	H.S.Marsh Ltd (GB)	750 000 / 410 000
Hoechst AG Frankfurt	Gebr. Sulzer AG	80 000 / 20 000
Rüsch Rommelshausen	Atomic Energy of Canada Ltd	850 000 / 427 000
Abwasserverband Ampergruppe Geiselbullach	Gebr. Sulzer AG +)	630 000 / 100 000
	Gesamtaktivität	2 910 000 / 1 298 544

+)
Hochschutzgerät

Tab. 3: Nichtmedizinische Gamma-Bestrahlungsanlagen mit Nennaktivitäten 1000 ≦ A < 50 000 Ci

Hersteller	Zahl der Geräte	davon Hochschutzgeräte	Sum. der Nennakt. Co-60	Sum. der Nennakt. Cs-137
Atomic Energy of Canada Ltd	10	7	127 228 Ci	-
Gebr. Sulzer AG (CH)	4	-	65 975	-
Nuclear Engineering Ltd(GB)	4	-	50 000	20 000
John Thomson Ltd (GB)	1	-	40 000	-
The Budd Company(USA)	3	1	22 367	-
Wälischmiller	2	1	16 000	4 000
AEG	1	1	10 000	-
Nuclear Chemical Plant Ltd(GB)	2	2	6 439	-
PTW Dr. Pychlau	1	-	-	2 000
Nuklear GmbH	1	1	-	1 125
Eigenbau	2	2	8 000	-
	31	15	346 009	27 125

Tab.4: Bauliche und gerätetechnische Strahlenschutzmaßnahmen

Maßnahmen		bei Anlagen I(4)	II(16)
Bestrahlungsraum und strahlengeschützter Bedienungsraum	+)	4	16
Eingang zum Bestrahlungsraum nur im Bedienungsraum	+)	4	16
Bestrahlungsraum vom Eingang überschaubar		1	8
Schaltuhr im Bestrahlungsraum für Freigabe des Ausfahrbefehlschalters auf Bedienungspult		3	6
Ausfahrblockierung bei geöffneter Tür	+)	4	16
Türverriegelung beim Ausfahren der Quelle	+)	4	12
"Panik-Türöffner" im Bestrahlungsraum	+)	3	15
Automatisches Einfahren der Quelle beim Öffnen der Tür		2	13
Notschalter im Bestrahlungsraum zum Einfahren der Quelle	+)	4	15
Automatisches Einfahren der Quelle bei Netzausfall		3	8
Nach "Notaus" und Netzausfall: Ausfahren der Quelle nur über Befehlschalter möglich	+)	4	14
Mechanische Hilfseinrichtung zum Notverschluß der Quelle bei Versagen der Automatik		1	13
Optische Anzeige der Quellenendpositionen:			
a) Am Bedienungspult	+)	4	16
b) An Tür zum Bestrahlungsraum		2	4
c) Im Bestrahlungsraum		1	1
Akustisches Warnsignal im Bestrahlungsraum beim Ausfahren der Quelle	+)	4	7
Warnsignal, wenn Quelle beim Einfahren nicht in Ruheposition angekommen		4	14
Ortsdosisleistungsmeßanlage im Bestrahlungsraum mit Warnsignalgeber		3	8

+) NBS-Forderungen

Tab.5: Wartung und Reparatur

Maßnahmen	bei Anlagen I(5)	II(16)	III(15)
Wartungsvertrag mit Hersteller- oder Servicefirma	2	1	0
Inspektions-, Wartungs- und Reparaturarbeiten durch:			
a) Hersteller- oder Servicefirma	3	9	2
b) Eigenpersonal	3	7	13
Quellenwechsel durch:			
a) Hersteller- oder Servicefirma	3	14	13
b) Eigenpersonal	2	3	2
Zeitlicher Abstand der Dichtheitsprüfungen $\leq$ 1 Jahr	1	5	9
Zeitlicher Abstand der Funktionsprüfungen $\leq$ 1 Jahr	1	3	4

Tab.6: Organisatorischer Strahlenschutz

Maßnahmen	bei Anlagen I(5)	II(16)	III(15)
Betriebsanweisung für Normalbetrieb und Störfälle	4	15	6
Einsatz beruflich strahlenexponierter Personen	3	15	15
Regelmäßige Strahlenschutzbelehrung	5	16	15
Überwachung der Anlage mit Ortsdosisleistungsmeßgeräten	5	15	15

Literatur:

(1) Merkblatt: Nichtmedizinische Gamma-Bestrahlungsanlagen. Erforderliche Maßnahmen und ihre Überwachung beim Betrieb.
Der Bundesminister für wissensch. Forschung (Entwurf 1968)

(2) U.S.Department of Commerce/ National Bureau of Standards: General Safety Standards for Installations Using Non-Medical X-Ray and Sealed Gamma-Ray Sources, Energies up to 10 MeV.
NBS-Handbook 114 (1975)

(3) Recommendations of ICRP: Protection against Ionizing Radiation from External Sources.
ICRP Publ. Nr. 15, Pergamon Press, Oxford 1970

Sauerwein, K.+)

ERFAHRUNGEN BEIM UMGANG MIT GAMMA-STRAHLERN IN DER ZERSTÖRUNGSFREIEN MATERIALPRÜFUNG

Summary: First, the development of gamma radiography during the last four decades is discussed, whereafter it is reported on modern equipment and devices which enable the technical application of highly active sources. Statistical compilations on the annual dose loads on the testing personnel when handling present gamma-radiographic equipment are discussed.

Als das Geburtsjahr der klassischen zerstörungsfreien Werkstoffprüfung gilt das Jahr 1895, als Röntgen die nach ihm benannten Strahlen entdeckte. Röntgen beschrieb in drei grundlegenden Mitteilungen zwischen 1895 und 1897 nahezu alle für die Durchstrahlungstechnik wesentlichen Eigenschaften der Röntgenstrahlen.

Genau fünf Jahre später wurde von Marie Curie die erste Radiografie mit Gammastrahlen, nämlich mit Radium gemacht (Abb. 1).

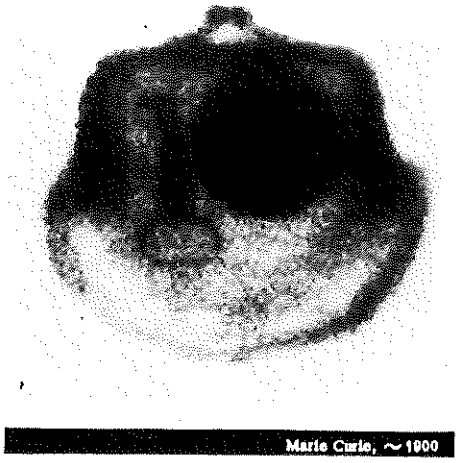


Abb. 1
Gammaaufnahme einer Geldbörse mit Radiumstrahlen

Im Jahre 1934 sollte die Löwenbrücke im Berliner Tiergarten restauriert werden (1). Die Löwen, aus deren Rachen die Brücken-

---

+) ISOTOPEN-TECHNIK DR. SAUERWEIN GMBH, Düsseldorf

tragseile herausführten, waren s.Zt. von Rauch modelliert und im Jahre 1838 von Borsig gegossen worden. Es wußte niemand mehr, wie die Brückentragseile in den Löwenköpfen verankert waren. Daher machten Berthold und Riehl eine Filmaufnahme mit Gammastrahlen; tatsächlich konnten sie damit Art und Lage der Verankerung bestimmen (Abb. 2 u. 3.)

Abb. 2
Aufnahmeposition "Strahler-Halter": Nikolaus Riehl, "Filmträger": Rudolf Berthold.

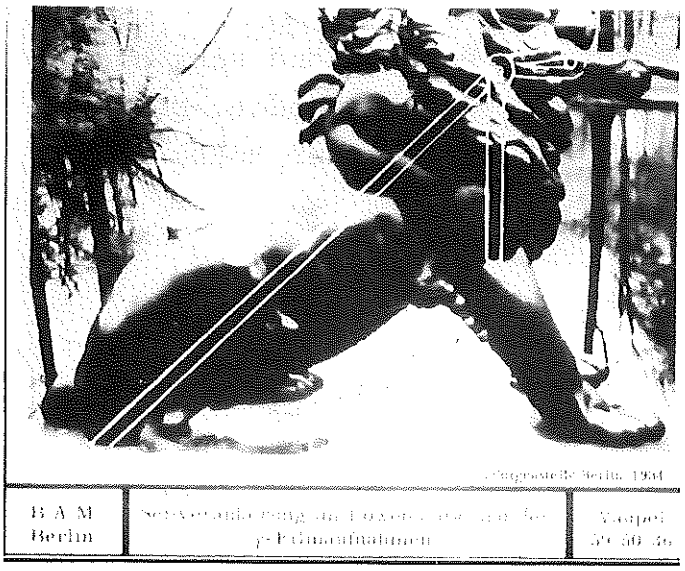


Abb. 3
Lage der Verankerungen im Inneren des Löwen

Einer universelleren Anwendung der Gammastrahlen standen damals der hohe Preis der Strahlenquellen sowie technische Gesichtspunkte entgegen. Die entscheidende Wendung brachte nach Entdeckung der Kernspaltung die Kerntechnik mit der Möglichkeit, durch Neutronenbeschuß künstlich radioaktive Stoffe herzustellen, die weit billiger als natürlich radioaktive waren.

In der Bundesrepublik stehen seit 1950 künstlich radioaktive Stoffe zur Verfügung. Seit dieser Zeit hat die Gammadurchstrahlung ständig an Bedeutung gewonnen. Der Vorsprung, den das Ausland nach dem Kriege auf diesem Gebiet zunächst erreicht hatte, ist heute zweifellos eingeholt worden.

Zur Zeit werden in der Radiografie nur vier radioaktive Isotope angewendet. Andere Gammastrahler sind kaum praktikabel, weil entweder die spezifische Aktivität zu klein oder die Halbwertzeit (HWZ) zu kurz ist. Verlangt werden heute spezifische Aktivitäten im Bereich von 200 - 400 Ci/g.

Strahler	HWZ	Energie in MeV
Co-60	5,26 a	1,17; 1,33
Ir-192	74,2 d	0,296 ... 0,612
Tm-170	134 d	0,052 ... 0,084
Yb-169	31,8 d	0,06 ... 0,31

Tab. 1
In der Radiografie verwendete GAMMA-STRAHLER

In den Jahren 1955 bis 1965 wurden in Deutschland sehr häufig sogenannte Stangengeräte und Keulengeräte verwendet. Die Abb. 4 zeigt ein solches Keulengerät im Einsatz bei der Rohrprüfung.

Abb. 4
Keulengerät nach Dr. von Heesen

Bei diesen Geräten ist der Strahler an einer Stange bzw. an der Unterseite der mit Blei abgeschirmten "Keule" befestigt. Wird der Strahler nicht benutzt, so wird er mit Hilfe der Stange bzw. der Keule in einen Bleibehälter gesetzt. Der Strahlenschutz bei diesen Geräten läßt zu wünschen übrig. Wenn man bedenkt, daß bei einer Beladung mit 20 Ci Ir-192 und einem Abstand des Strahlers zum Körper von 50 cm die höchst zugelassene Wochendosis von 100 mR bereits in 9 sec erreicht wird, dann kann man sich leicht vorstellen, wie hoch die Belastung eines Werkstoffprüfers beim Umgang mit einem solchen Gerät werden kann (2). Hinzu kommt, daß die Überwachung der Personendosis mit Filmplakette, wenn diese wie üblich an der Brust getragen wird, die tatsächliche Belastung an den unteren Körperteilen, wie z. B. den Füßen, kaum erfaßt.

Später wurden auch Keulen mit Uranabschirmungen gebaut, die Ir-192-Strahler bis zu 100 Ci aufnehmen konnten. Bei diesen wird die Wochendosis in 50 cm Abstand bereits nach 1,8 sec erreicht. Wenn der Werkstoffprüfer unachtsam damit umgeht und den Strahler direkt auf sich zuhält, kann er in 1,8 sec die höchste vom Gesetzgeber zugelassene Wochendosis erhalten.

Vor etwa 20 Jahren wurden die ersten sogenannten Fernbedienungsgeräte entwickelt und gebaut. Bei ihnen wird der Strahler mit Hilfe einer Fernbedienung aus dem Abschirmbehälter herausgefahren. Der Werkstoffprüfer hält sich dabei etwa 10 - 15 m vom Abschirmbehälter entfernt auf. Bei fast allen modernen Fernbedienungsgeräten besteht die Abschirmung aus an U-235 verarmtem Uran.

Element	Fe	Pb	W (+5%Ni)	U (+2%Mo)
Dichte ρ (g/cm^3)	7,85	11,34	18,0	18,9
Ordnungszahl Z	26	82	74	92
Schmelzpunkt (^oC)	1535	327	3370	1130

Tab. 2 Praktikable Werkstoffe für die Abschirmung von Gamma-Radiografiegeräten

Aus dieser Tabelle ist ersichtlich, daß Uran zugleich die höchste Dichte und die höchste Ordnungszahl und gleichzeitig einen ausreichend hohen Schmelzpunkt (über 800°C) besitzt. Daher ist es der bestgeeignete Werkstoff für derartige Abschirmungen (3,4).

Für Stahldicken zwischen 10 und 80 mm wird das Isotop Ir-192 verwendet. Hierfür wurden von uns die sogenannten GAMMAMAT ® - Geräte entwickelt.

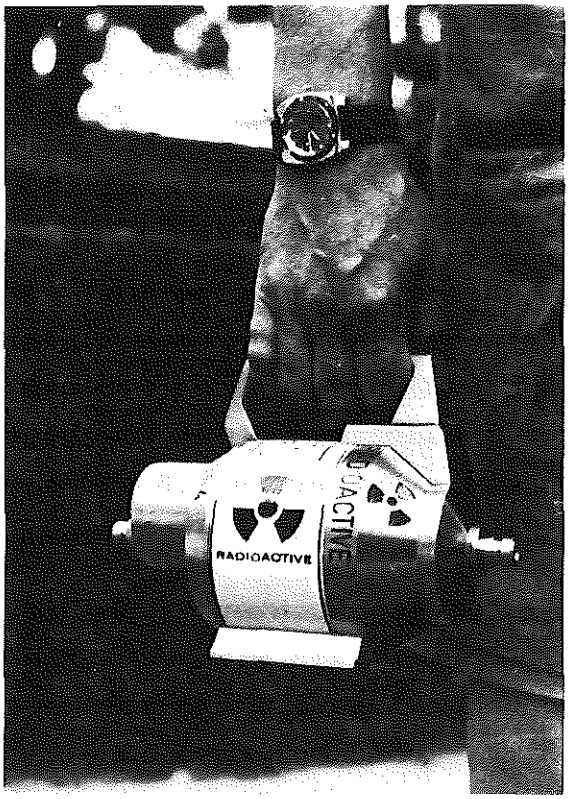


Abb. 5
Arbeitsgerät
GAMMAMAT ® TI

Dieses Gerät ist sehr handlich, das Gewicht beträgt 12 kg; es kann mit Ir-192 bis zu 100 Ci beladen werden. Diese Geräte werden auch mit geringen Änderungen für eine maximale Beladung bis zu 500 Ci hergestellt.

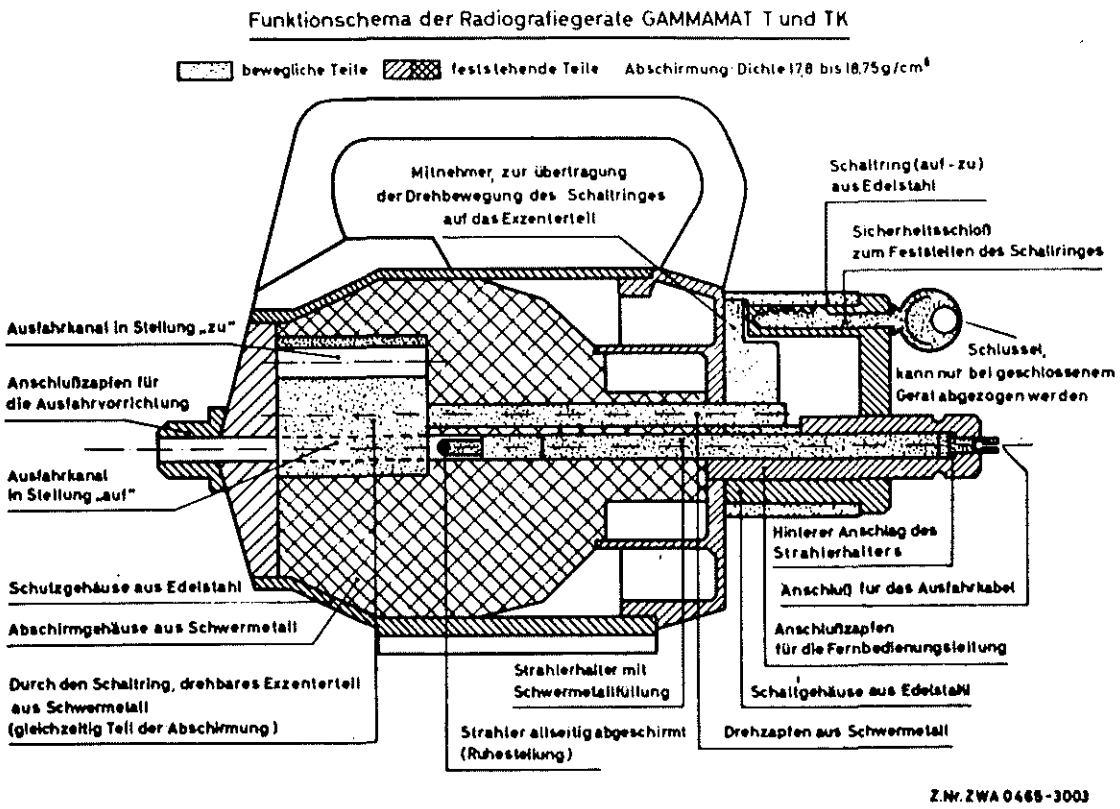


Abb. 6 Schnitt durch das Gamma-Radiografiegerät GAMMAMAT ® TI

Die Funktion eines solchen Radiografiegerätes ist aus Abb. 6 ersichtlich. Nach Einschieben des Sicherheitsschlüssels in das Schloß (rechts oben im Bild) kann das Gerät von Hand geöffnet werden. An der rechten Seite des Geräts wird die Fernbedienung angeschlossen und an der linken Seite der Ausfahrschlauch befestigt. Nach Öffnen des Geräts wird mit Hilfe eines Schaltringes der Excenter mit dem Ausfahrkanal gedreht, so daß der Strahler axial aus dem Gerät gefahren werden kann.

Ein wichtiger Bestandteil in einem solchen Gerät ist der Strahlerhalter. Dieser Halter muß so flexibel sein, daß er auch noch durch einen stark gekrümmten Ausfahrschlauch hindurch gefahren werden kann. Aus diesem Grunde wurden von uns zunächst die sogenannten Federstrahlerhalter gebaut. Seit einigen Jahren bauen wir zugleich (bzw. neuerdings fast ausschließlich) die sogenannten Gliederstrahlerhalter, die sich durch noch größere Gelenkigkeit und weit höhere mechanische Festigkeit auszeichnen (Abb. 7).

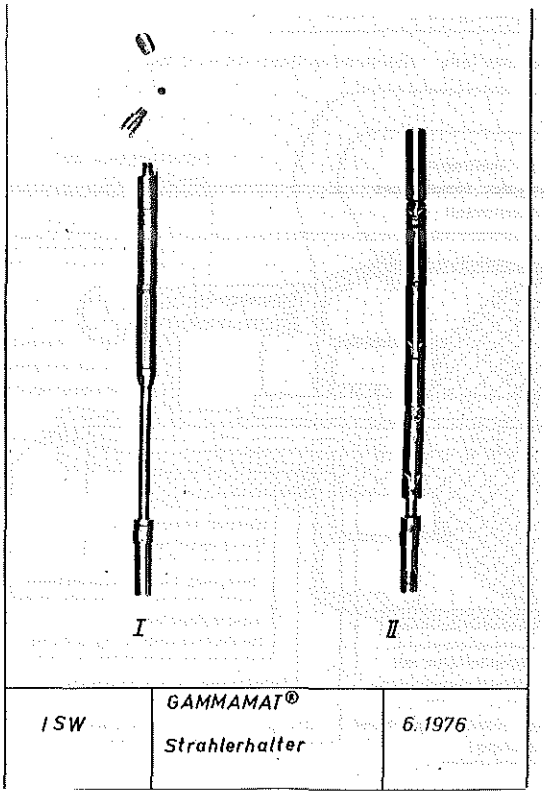


Abb. 7
Strahlerhalter für GAMMAMAT ® -Geräte:

I Feder-Strahlerhalter

II Glieder-Strahlerhalter

Für die Prüfung dickerer Werkstoffe, vor allem für Stahl zwischen 40 und 200 mm wird Co-60 verwendet. Die höhere Energie dieses Strahlers erfordert eine größere Abschirmung. Hierfür werden von uns Radiografiegeräte, Typ GAMMAMAT ® TK, gebaut (Abb. 8).

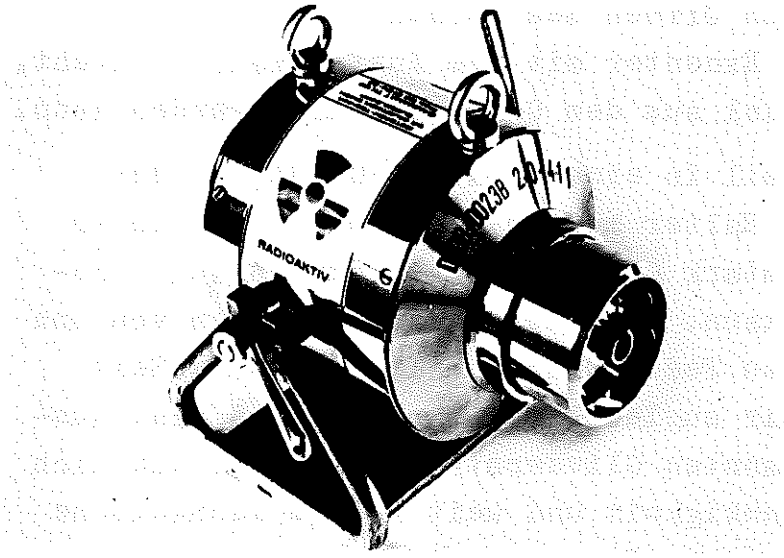


Abb. 8
Radiografiegerät GAMMAMAT ® TK 100

Die Kobalt-Geräte werden zur Aufnahme von Co-60 mit Aktivitäten ab 10 Ci bis zu 1000 Ci Co-60 gebaut. Das Funktionsprinzip bei diesem Gerät ist gleich dem der Iridium-Geräte. Das Gewicht dieser Geräte beträgt beispielsweise 95 kg für 10 Ci Co-60 und 225 kg für 300 Ci Co-60. Die Geräte sind transportabel, sie werden auf kleinen Wagen gefahren.

Aus der Sicht des Strahlenschutzes ist es wichtig, daß der Strahler stets nur soweit wie nötig aus dem Gerät gefahren wird. Außerdem ist es zweckmäßig, daß alle Strahlrichtungen - bis auf die Richtung, in der man strahlen will-ausgeblendet werden.Daher werden unsere Geräte oft mit verschieden geformten Blenden kombiniert eingesetzt. Beispiel: Abb. 9.

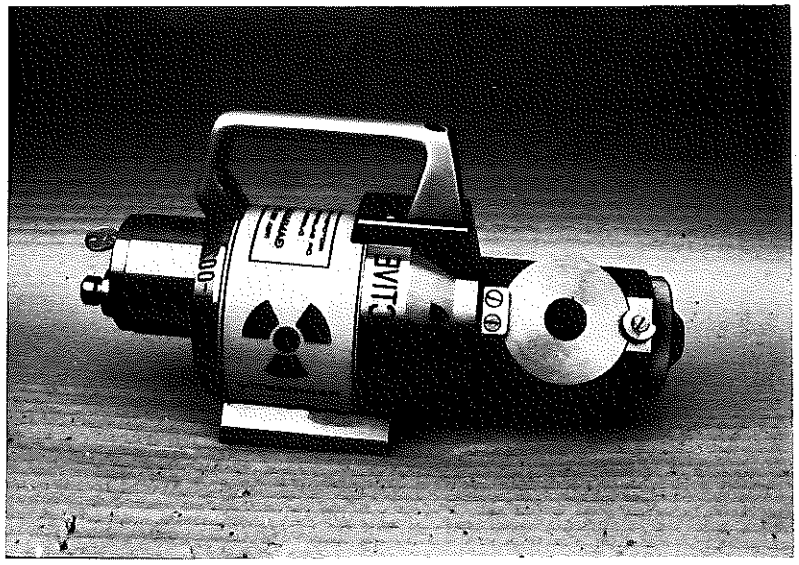


Abb. 9
GAMMAMAT ® TI
mit angebauter
Seitenkegelblende

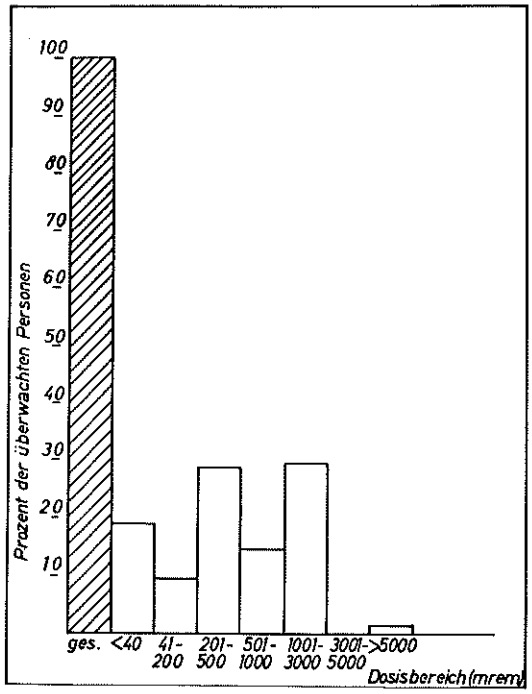
Bei allen Kegelblenden kann der Strahlenöffnungswinkel durch Variation der Einsätze beliebig verändert werden. Der Abschirmwerkstoff unserer Blenden besteht vorwiegend aus Wolfram der Dichte 18 g/cm^3.

Alle GAMMAMAT-Geräte wurden so konstruiert, daß sie sowohl der von der Internationalen Standardorganisation (ISO) aufgestellten Norm TC 85/WG 4 (Entwurf 1975) als auch dem deutschen Normenentwurf DIN 54115, Teil 4 (1976) entsprechen. Beide technischen Normen fußen auf den Empfehlungen der Internationalen Atom-Energiebehörde (IAEA) für Transportbehälter des sogenannten "Typ B". Hiernach darf die aus einem Strahlerbehälter ausfallende Reststrahlung die Dosisleistung von 200 mR/h an der Behälter-

oberfläche nicht überschreiten. Ferner gilt in der Bundesrepublik Deutschland die Regelung, daß in 20cm Abstand von der Oberfläche die Dosisleistung unter 25 mR/h liegen muß (5). - Alle in unseren Geräten verwendeten Strahler werden nur mit Strahlerhüllen eingesetzt, die den Bedingungen der "speziellen Form" für sogenannte "hochsichere" Strahler genügen.

Zur Dosisbelastung des Prüfpersonals ist folgendes zu sagen: Wir haben aus statistischen Unterlagen des MPA Dortmund eine Zusammenstellung gemacht. Danach wurden im Lande Nordrhein-Westfalen im Jahre 1975 2302 Personen in 206 Betrieben, die mit radioaktiven Isotopen in der Technik umgehen, durch 23 Gewerbeaufsichtsämter überwacht. Nur 854 Personen aus 128 Betrieben erhielten eine größere - als filmdosimetrisch noch nachweisbare - Monatsdosis von 40 mR; das sind etwa 37 % der gesamten überwachten Personen. Die Durchschnittsdosis aller überwachten Personen betrug 610 mR. Bei nur 10 Personen (d. s. 4 %o) wurden Dosisüberschreitungen der höchst zugelassenen Jahresdosis von 5 R festgestellt.

Des weiteren erhielten wir von einem Betrieb, der ca. 150 Personen in der Radiografie beschäftigt, genauere Daten (Firma Gottfeld in Köln). 1975 wurden in diesem Betrieb 149 Werkstoffprüfer mit Filmplakette und Stabdosimeter überwacht. 20 % der Firma arbeiteten mit Röntgenstrahlen und 80 % mit radioaktiven Isotopen. Verwendet wurden Strahler mit Aktivitäten zwischen 30 und 200 Ci. Ständig benutzt wurden 110 Strahler, Ir-192 und Co-60.



Tab. 3
Verteilung der gemessenen Personendosen 1975 in einem zerstörungsfreien Materialprüfbetrieb

1975 betrug die Belastung dieser Personen durchschnittlich 670 mR. Bei 2 Personen wurden Überschreitungen der Jahresdosis festgestellt, in einem Fall 6,78 R, im zweiten Fall 5,27 R. Wie aus Tabelle 3 ersichtlich, lagen alle wesentlichen Strahlenbelastungen zwischen 200 und 3000 mR pro Jahr. Mit Ausnahme der bereits genannten beiden Überschreitungen der höchst zugelassenen Jahresdosis erhielt kein radiografischer Prüfer mehr als 3 R im Jahre 1975.

Diese relativ günstigen Werte für diesen Betrieb sind einerseits zurückzuführen auf eine laufende gute Belehrung der Prüfer, die halbjährlich mündlich oder schriftlich erfolgt, andererseits auf deren gewissenhafter Überwachung durch die Strahlenschutzverantwortlichen. Diese achten sehr darauf, daß alle Personen außer einer Filmplakette und einem Stabdosimeter auch stets ein sogenanntes Taschenwarngerät tragen (Abb. 10).

Wir halten es für besonders wichtig, daß alle in der Radiografie tätigen Prüfer diese Taschenwarngeräte, die oft als Lebensretter dienen können, stets mit sich führen. Dies wird im Lande NRW in den Umgangsgenehmigungen neuerdings zwingend vorgeschrieben.

Abb. 10
Taschenwarngerät
(auch "Taschen-
heuler" genannt)

Abschließend darf betont werden, daß die zerstörungsfreie Materialprüfung mittels radioaktiver Isotope unbedingt notwendig ist für so wichtige Aufgaben wie die Prüfung aller Schweißnähte neuer Fernleitungen für Gas, Öl und andere Produkte, zur laufenden Kontrolle der Triebwerke von Düsenflugzeugen oder zur Prüfung großer Bauwerke, so kürzlich des Müngersdorfer Stadions in Köln (6, 7, 8). Denn nur durch gewissenhafte Prüfung können größere Schäden wirksam verhindert werden. Glücklicherweise hat sich jedoch gezeigt, daß die beim Arbeiten mit den modernen Gammagrafiegeräten auftretenden Dosisbelastungen des Personals relativ gering gehalten werden können.

Literatur:

(1) Kolb, K. u. W.: Grobstrukturprüfung mit Röntgen- und Gammastrahlen, Verlag Vieweg, München.

(2) Jacobs, G.: NDT-Conf. London 1976 (erscheint in NON-DESTRUCTIVE TESTING)

(3) Sauerwein, K.: Ber. Dt.Keram.Ges.43(1966)457

(4) Sauerwein, K.: chemie-anlagen + verfahren, H.5(1972)70

(5) Trumpfheller, R.: Techn. Überwachung 3(1962)329

(6) Westhäußer, R. u. Sauerwein, K.: Techn. Überwachg.10(1969)345

(7) Sauerwein, K.: EURISOTOP-Info-Heft 79, Serie 21(1974)

(8) Jacobs, G.: Schweisstechnik, H.9(1974)182

Kossel, F.[+)]

PROBLEME DER NORMUNG GERÄTETECHNISCHER STRAHLENSCHUTZVORKEHRUNGEN AN MEDIZINISCHEN ELEKTRONENBESCHLEUNIGERN

Summary: Recently published drafts of the standards for medical electron accelerators provide for a maximum of automatic safety control. Due to the necessary complex devices, there might be more interruptions, which, however, will not directly affect the patient, but interfere in the regular irradiation treatment procedure. Safety philosophy should in this case comprehend the entire irradiation operation in which the technical safety is adequately integrated.

Die Normung gerätetechnischer Strahlenschutzvorkehrungen medizinisch genutzter Elektronenbeschleuniger (1, 2) zeigt die Tendenz, jede Funktion des Gerätes, die einstellbar ist oder während des Betriebes Veränderungen unterliegen kann, automatisch abzusichern, um Fehlbestrahlungen durch falsche Bedienung oder Versagen technischer Einrichtungen nach Möglichkeit auszuschließen. Der hohe Grad an technischer Perfektion, der dabei angestrebt wird, ist deutlich von der Sorge um die Sicherheit des Patienten diktiert. Es ist aber auch zu beachten, daß durch die geforderte konstruktiv recht komplizierte automatische Sicherheitsüberwachung neue Störungsursachen auftreten können, die zwar nicht zu einer Fehlbestrahlung führen, aber häufiger als bisher Bestrahlungsunterbrechungen bewirken. Dadurch kann der regelrechte und vorgeplante zeitliche Ablauf der Bestrahlungsserie behindert und unter Umständen der therapeutische Erfolg infrage gestellt werden.

Die Normen liegen erst im Entwurf vor. Noch ist kein Gerät nach diesen Normen gebaut worden. Es fehlt also der Beweis, daß die Bedenken, die verschärften Sicherheitsanforderungen könnten den Bestrahlungsablauf behindern, zu recht bestehen.

Einige für die Strahlenbehandlung wesentliche Einstellungen sind nicht automatisierbar, so daß vom Bedienungspersonal nach wie vor Verantwortungsbewußtsein, Erfahrung und Fachkunde verlangt werden müssen.

+) Institut für Strahlenhygiene, Bundesgesundheitsamt, Neuherberg

Solange sich die Normen noch im Entwurfsstadium befinden, besteht die Möglichkeit, das Sicherheitskonzept so zu verbessern, daß eine sinnvolle Verbindung zwischen dem sicherheitsbewußten Handeln des Bedienungspersonals und der automatisierten Überwachung des Betriebsablaufes gewährleistet wird. Es fehlt für den Bereich medizinischer Elektronenbeschleuniger an Erfahrung, welche Aufgaben jeweils Mensch oder Maschine übernehmen müssen, um ein Höchstmaß an Sicherheit zu erreichen. Dabei sind die Sicherheitsanforderungen im Prinzip nicht so verschieden von Anforderungen, die beim Betrieb anderer, ähnlich komplizierter technischer Einrichtungen beachtet werden müssen.Vielleicht ist es möglich, verwandte sicherheitstechnische Prinzipien,z.B. aus dem Bereich der kerntechnischen Anlagen, mit Nutzen auf die Verhältnisse beim Betrieb medizinischer Elektronenbeschleuniger zu übertragen. Aus diesem Grund wird das Problem hier dargelegt, in der Hoffnung, Anregungen zu erhalten, ob und wie die Sicherheit beim Betrieb medizinischer Elektronenbeschleuniger über den gegenwärtigen, in den Normen beschriebenen Stand der Technik hinaus verbessert werden kann.

In der Bundesrepublik sind gegenwärtig etwa 5o speziell für die medizinische Anwendung konstruierte Elektronenbeschleuniger im Einsatz. Fast alle Beschleuniger sind Kreisbeschleuniger, die sowohl Elektronen- als auch Photonenbestrahlungen ermöglichen.

Etwa die Hälfte der Geräte haben maximale Energien von 15 bis 18 MeV, die Maximalenergien der übrigen Beschleuniger liegen zwischen 35 und 45 MeV. Die Beschleuniger werden überwiegend in Strahlentherapiezentren benutzt, denen auch andere Bestrahlungsgeräte, z.B. solche mit Co-6o als Strahlenquelle zur Verfügung stehen. Die Beschleuniger sind also eine Ergänzung des Angebots an strahlentherapeutischen Behandlungsmöglichkeiten. Sie gehören zum unverzichtbaren Bestandteil der Mittel moderner Krebstherapie.

Die Deutsche Röntgengesellschaft hat Anfang des Jahres in einer Stellungnahme für den Bundesgesundheitsrat (3) erklärt, daß sie 3o bis 5o optimal ausgerüstete radiologisch-onkologische Zentren für ausreichend hält, um eine strahlentherapeutische Versorgung der etwa 2oo.ooo jährlichen Neuerkrankungen an Krebs sicherzustellen. Diese Zentren sollen mit bestimmten Schwerpunktskrankenhäusern in einer Art Verbundsystem arbeiten, wobei die Schwerpunktskrankenhäuser die routinemäßige Bestrahlung typischer Tumoren übernehmen.

Neue Normen gelten für die Beschleuniger, die in Zukunft gebaut werden. Ein Vergleich der Zahlen zeigt, daß nur ein ge-

ringer Nachholbedarf besteht, so daß sich die Lieferung neuer Geräte im wesentlichen auf den Ersatz alter Bestrahlungseinrichtungen beschränken wird. So ist zu erwarten, daß es viele Jahre dauert, bis der durch die neuen Normen geprägte Stand der Technik in die Praxis umgesetzt wird.

In letzter Zeit werden zunehmend Linear-Beschleuniger benutzt, die gegenüber den Kreisbeschleunigern einige Vorteile haben. Infolge der hohen Dosisleistungen sind z.B. Bestrahlungen mit größeren Feldern möglich. Einige wenige Geräte dieser Art mit Maximalenergien bis 1o MeV sind in den letzten Jahren in der Bundesrepublik in Betrieb genommen worden. Die ältesten Kreisbeschleuniger (15 MeV) sind mehr als 2o Jahre in Betrieb.

In der ganzen Zeit hat sich in der Bundesrepublik ein einziger schwerer Unfall mit Todesfolgen ereignet. Die Strahlentherapie mit medizinischen Elektronenbeschleunigern stellt also kein hohes Sicherheitsrisiko dar. Diese Feststellung ist wichtig, wenn man Vergleiche mit Risiken bei anderen medizinischen Behandlungen, z.B. bei Operationen oder Vergleiche mit Risiken, die sonst im täglichen Leben auftreten, vornehmen will. Man wird deshalb jedoch nicht darauf verzichten können, alle technischen Vorkehrungen zu treffen, die geeignet sind, Unfälle in Zukunft zu verhindern. Die sorgfältige Analyse der Unfallursachen hat unter anderem zur Erarbeitung der neuen, bereits erwähnten Normen geführt.

Medizinische Elektronenbeschleuniger sind mit Vorrichtungen ausgestattet, durch die der physikalische Apparat, den ein Beschleuniger in erster Linie darstellt, zu einem für medizinische Zwecke brauchbaren Gerät machen. Solche Vorrichtungen sind:

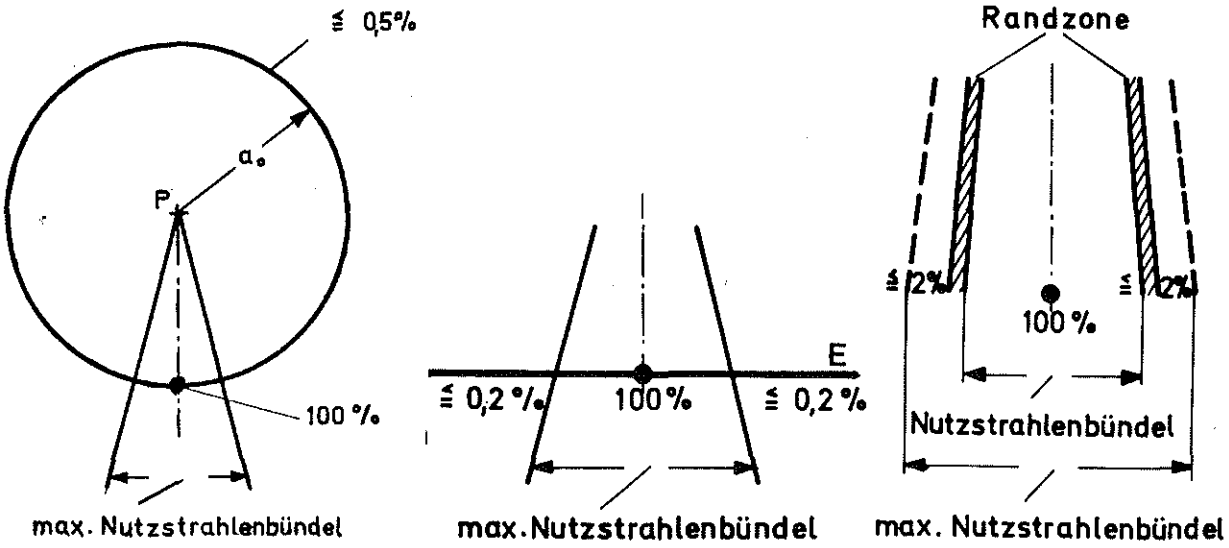
- Blenden und Tubusse, mit denen man das Nutzstrahlenbündel für die Patientenbestrahlung in geeigneter Weise formen kann,
- Abschirmungen am Strahlerkopf zum Schutze des Patienten außerhalb des durchstrahlten Körperbereiches,
- Ausgleichskörper bei Photonenstrahlung und Streufolien bei Elektronenstrahlung zur Homogenisierung der Dosisverteilung über den Querschnitt des Nutzstrahlenbündels,
- Dosismonitore, eventuell auch Dosisleistungsmonitore, die die Dosisverteilung kontrollieren und die Bestrahlung nach Erreichen einer bestimmten Dosis abschalten.

Die Normen nennen technische Mindestanforderungen für die Vorrichtungen. Ein Beispiel sind die notwendigen Abschirmungen am Strahler.

Der Strahler muß so abgeschirmt sein, daß in allen Richtungen mit Ausnahme in Richtung auf den Patienten die Durchlaßstrahlung kleiner als o,5% der Dosis im Nutzstrahlenbündel ist (Abb. 1a).

Damit wird eine Voraussetzung geschaffen, um die Bemessung der notwendigen Abschirmungen der baulichen Strahlenschutzvorkehrungen, insbesondere der Raumwände, vornehmen zu können. Das ist eine der notwendigen Maßnahmen, um die Umgebung und das in der Nachbarschaft der Beschleunigeranlage tätige Personal zu schützen.

In Richtung auf den Patienten darf die Durchlaßstrahlung außerhalb des maximalen Strahlenbündels nur o,2% der Dosis im Nutzstrahlenbündel betragen (Abb. 1b). Für die Blende kann eine ebenso hohe Abschirmwirkung mit Rücksicht auf die notwendige Verstellbarkeit nicht verlangt werden. Deswegen



a) b) c)

Abb. 1: Abschirmungen am Strahler
a) Zulässige Durchlaßstrahlung in allen Richtungen ohne Richtung auf den Patienten
b) Zulässige Durchlaßstrahlung in Richtung auf den Patienten außerhalb des maximalen Nutzstrahlenbündels
c) Zulässige Durchlaßstrahlung innerhalb des maximalen Nutzstrahlenbündels

darf die Dosisleistung außerhalb des Nutzstrahlenbündels im Blendenbereich bis zu den Abmessungen des maximalen Nutzstrahlenbündels höchstens 2% der Dosisleistung im Nutzstrahlenbündel betragen. Ausgenommen ist eine schmale Randzone, in der die Abschirmwirkung wegen der schrägen Durchstrahlung der Blendenkanten nicht erreicht werden kann (Abb. 1c).

Grundlage für die Feststellung dieser Werte ist eine Abschätzung der verschiedenen Anteile der Strahlungen, die zu einer Strahlenexposition des ganzen Körpers des Patienten außerhalb des durchstrahlten Körperbereiches beitragen. Man muß verlangen, daß der Anteil der Exposition, der auf die Durchlaßstrahlung zurückzuführen ist, klein bleibt gegenüber der Exposition, verursacht durch

- die Streustrahlung, die im durchstrahlten Körpervolumen des Patienten entsteht,
- die Streustrahlung, die an Blendenkanten und Filtern erzeugt wird,
- die Rückstreuung, die an Auftreffstellen des Nutzstrahlenbündels hinter dem Patienten auftritt (Patientenlagerungstisch, Wände oder Fußboden).

Verglichen mit der von der Nutzstrahlung erzeugten Streustrahlung ist der Streustrahlenanteil, der an den Stellen erzeugt wird, an denen die Durchlaßstrahlung auf Fußboden und Wände auftrifft, zu vernachlässigen, weil die Durchlaßstrahlung bereits durch die Abschirmungen am Strahler auf weniger als o,5% der Dosis im Nutzstrahlenbündel geschwächt ist und folglich entsprechend weniger Streustrahlung erzeugt.

Neben den technischen Mindestanforderungen enthalten die Normen Regeln, die die Kontrolle der Einstellung der Betriebsparameter während der Bestrahlung vorschreiben.

Der Nutzen dieser Regeln ist problematisch, solange nicht bewiesen werden kann, daß sie unmittelbarer Bestandteil eines Sicherheitskonzeptes sind, das den gesamten Be-

strahlungsablauf von der Lagerung des Patienten vor Beginn der Bestrahlung bis zum Abschalten des Gerätes am Ende der Bestrahlung umfaßt. Die Sicherheitsanforderungen dürfen jedoch nicht auf Kosten der strahlentherapeutischen Verwendbarkeit des Gerätes gehen. Für den Strahlentherapeuten steht im Vordergrund, daß mit dem Gerät eine vorgeplante Dosisverteilung in vorbestimmter zeitlicher Reihenfolge appliziert werden kann. Es muß möglich sein, die Betriebsparameter so einzustellen, daß die individuell unterschiedlichen Abmessungen des Patienten und die Tumorlokalisation Berücksichtigung finden und bestimmte strahlentherapeutische Grundsätze eingehalten werden können, wie z.B. Schonung der gesunden Umgebung, Aussparung oder allenfalls geringfügige Belastung besonders strahlenempfindlicher Organe oder Körperteile.

Daraus ergibt sich die Forderung, daß die durch Rechnung oder Messung im Phantom vorbestimmte Dosisverteilung mit ausreichender Genauigkeit auf den einzelnen Patienten übertragbar wird. Diese Übertragbarkeit muß bei jeder einzelnen der aufeinanderfolgenden Bestrahlungen reproduziert werden können. Der Patient ist im durchstrahlten Körpergebiet sowohl gegen zu hohe als auch gegen zu niedrige Dosierung sowie gegen Bestrahlung mit anderen Strahlenarten zu schützen. Die Strahlenexposition außerhalb des bestrahlten Bereiches sollte so niedrig wie möglich, auf jeden Fall unter den strahlentherapeutisch vertretbaren Grenzen bleiben.

Es ist offensichtlich, daß alleine mit technischen Mitteln unbeabsichtigte Bestrahlungen nicht verhindert werden können. Wesentliche Fehlerquellen sind:

- falsche Einstellung oder Vorwahl
- abweichende Arbeitsweise des Beschleunigers gegenüber den vorgewählten Daten bei richtiger Eingabe
- Änderung der Daten während der Bestrahlung, sofern diese unbemerkt bleiben, nicht beachtet werden oder nicht korrigierbar sind.

Eine Übersicht, mit welchen Betriebsmitteln eine Beeinflussung der Strahlenverteilung möglich ist, zeigt Tabelle 1.

Im oberen Teil der Tabelle sind die Betriebsparameter zusammengefaßt, die für den Benutzer nur erkennbar sind, wenn sie meßtechnisch erfaßt und angezeigt werden. Abweichungen gegenüber vorgegebenen Werten müssen beachtet und wenn möglich korrigiert werden. Andernfalls ist die Bestrahlung zu unterbrechen. Von diesen Parametern unterscheiden sich die Einstellungen (im unteren Teil der Tabelle), die direkt am Patienten bei der Lagerung und bei der Einstellung des Nutzstrahlenbündels vorzunehmen sind. Hier können zuverlässig

Beeinflussung der:	Durch:
Art der Nutzstrahlung	Wahl der Betriebsart: Photonen Elektronen
Energie der Nutzstrahlung	Einstellbarkeit der Strahlenenergie
Dosis der Nutzstrahlung	Einstellbarkeit der Dosisleistung und Bestrahlungszeit Monitormessung, Abschaltung
Dosisverteilung in der Tiefe	Abstandsänderung zwischen Strahlenquelle und Patient oder Änderung der Energie der Nutzstrahlung
Dosisverteilung über den Querschnitt des Nutzstrahlenbündels	Aufstreuung durch Ausgleichsfilter (Photonen) bzw. durch materielle oder magnetische Filter (Elektronen)
Nutzstrahlung	
Bündelquerschnitt	verstellbare Blenden oder auswechselbare Tubusse
Richtung	Verstellbarkeit des Strahlers
(Bewegungsbestrahlung)	(Verstellbarkeit des Winkelbereichs für den Bewegungsablauf des Strahlers)
Lagerung des Patienten	verstellbarer Lagerungstisch
Zuordnung Patient - Nutzstrahlenbündel	optische Hilfsmittel, Lichtzeiger, Lichtvisiere etc.

Tabelle 1: Betriebsmittel zur Änderung der Strahlenverteilung

arbeitende Einstellhilfen mechanischer oder optischer Art und Markierungen auf der Haut des Patienten die Arbeit erleichtern. Auf bestimmte Fachkenntnisse sowohl über die der Anatomie des Patienten als auch über die Funktionsweise der Bestrahlungsapparatur sowie auf eine ausreichende Sorgfalt bei der Arbeit kann nicht verzichtet werden. Man braucht qualifiziertes Personal. Nach dem Gesetz ist die Einstellung am Patienten eine dem Arzt oder der medizinisch-technischen Assistentin vorbehaltene Tätigkeit.

Bei der ersten Gruppe der Betriebsparameter kann man die Überwachungsaufgaben ganz oder teilweise automatisieren. So können Abweichungen gegenüber dem Sollwert korrigiert, gegebenenfalls die Bestrahlung automatisch unterbrochen und unvorhergesehene Fehlfunktionen unter Umständen deutlich angezeigt werden. Für jeden Betriebsparameter kann man den Funktionsablauf in Verlaufsplänen übersichtlich darstellen. Ein einfaches Beispiel zeigt Abbildung 2.

Bei der Energievorwahl z.B. wird eine bestimmte Energie eingestellt oder ein bereits eingestellter Wert der vorangegangenen Bestrahlung bestätigt. Durch Anzeige wird gemeldet, daß in der Apparatur die nötigen Einstellungen vollzogen worden sind. Dann erst schließt sich der entsprechende Kontakt in einem Sicherheitsstromkreis, durch den das Gerät in den Zustand der Einschaltbereitschaft gebracht wird. Die Einschaltung erfolgt dann von Hand. Ähnlich, wenn auch nicht so einfach, erfolgt die Monitorvorbereitung (Abb. 3). Nach Vorwahl oder nach Bestätigung der Soll-Anzeige wird die alte Ist-Anzeige von der vorhergehenden Bestrahlung gelöscht. Dann wird auch hier der Sicherheitsstromkreis geschlossen. Gegebenenfalls kann man bei dieser wichtigen Einstellung die Wahrscheinlichkeit für fehlerhafte Eingaben durch Doppeleingabe vermindern.

Für die Überwachung während der Bestrahlung lassen sich ähnliche Ablaufdiagramme entwickeln. Als Beispiel wird hier die Monitorüberwachung gezeigt (Abb. 4), die nach Erreichen des vorgewählten Dosiswertes auch die Abschaltung der Strahlung

übernimmt. Mit Rücksicht auf die Empfindlichkeit der Meßgeräte sind zwei Monitore vorgeschrieben, um die Sicherheit für eine rechtzeitige Abschaltung der Bestrahlung zu erhöhen. Nach der Einschaltung des Bestrahlungsgerätes läuft an den Monitoren eine Anzeige auf, bis der vorgewählte Soll-Wert erreicht ist. Versagen dabei beide Monitore, wird die Bestrahlung sofort unterbrochen. Bei Erreichen des Soll-Wertes schaltet der eine Monitor die Bestrahlung ab. Erfolgt keine Abschaltung, so übernimmt der andere Monitor den Abschaltvorgang, wenn 1o% des Soll-Wertes überschritten sind. Gleichzeitig wird gemeldet, daß beim ersten Monitor ein Fehler aufgetreten ist.

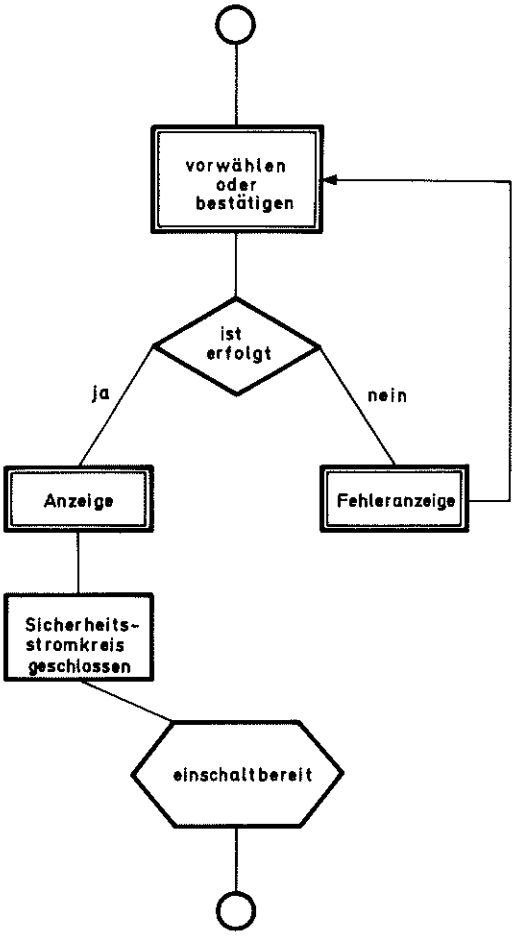


Abb. 2: Ablaufdiagramm für die Energievorwahl

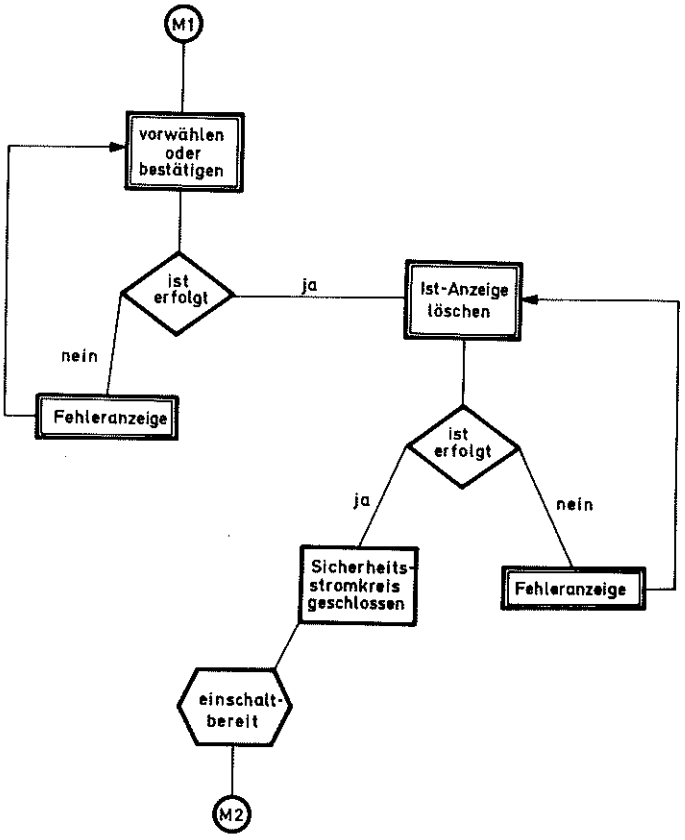


Abb. 3: Ablaufdiagramm für die Dosisvorwahl

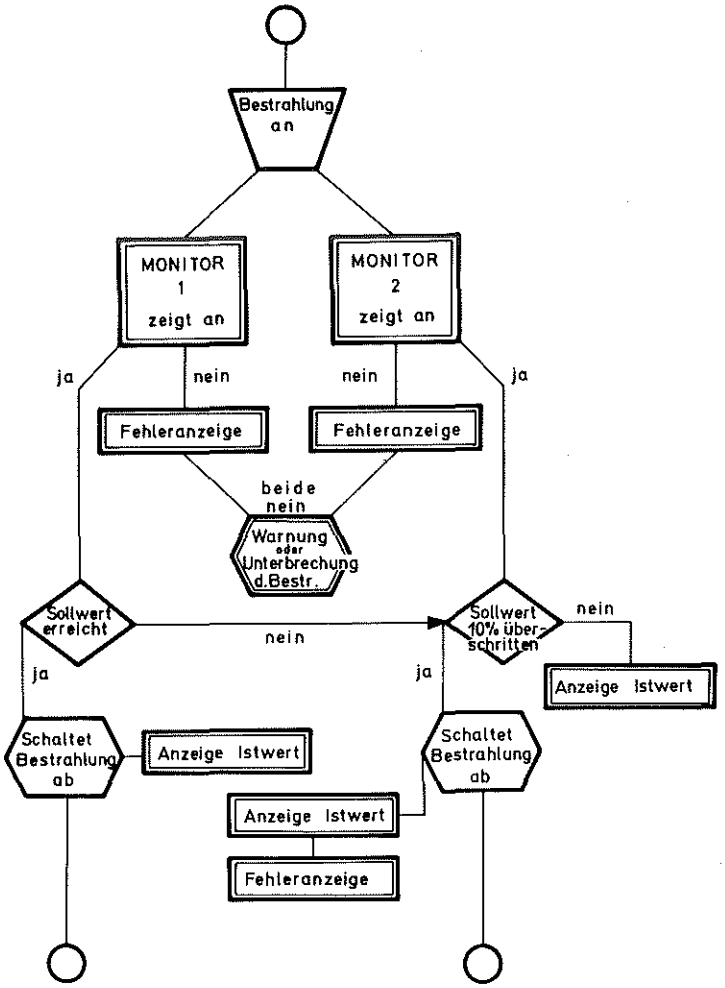


Abb. 4: Ablaufdiagramm für die Dosiskontrolle und Abschaltung

Bei Beendigung der Bestrahlung werden die erreichten Ist-Werte angezeigt. So kann die Übereinstimmung mit den eingegebenen Soll-Werten kontrolliert werden.

Alle diese Ablaufdiagramme für die Kontrolle der einzelnen Betriebsparameter enden, wie schon erwähnt, an Schaltstellen eines Sicherheitsstromkreises. Nach den Regeln der Normen gibt es mindestens 2o solcher Schaltstellen. Bleibt vor der Bestrahlung eine dieser Schaltstellen offen, so ist das Gerät nicht einschaltbereit. Spricht eine dieser Schaltstellen während der Bestrahlung an, so wird die Bestrahlung unterbrochen. Eine Übersicht über die Schaltstellen und ihre Funktionen zeigt Tabelle 2.

Aus dieser Übersicht kann man ersehen, daß häufig ein ganzes Überwachungsprogramm hinter den Schaltstellen steht, das zum Teil auf äußerst empfindliche Meßverfahren angewiesen ist. Deshalb ist die Vermutung nicht von der Hand zu weisen, daß es zu Unterbrechungen der Bestrahlung kommen kann, wenn eine

Ausfall der Stromversorgung	Automatisch Aus von Hand Ein
Schlüsselschalter	Sicherung gegen unbefugte Bedienung, Sicherung gegen unbefugte Verstellung der Betriebsparameter
Türsicherung und Notschalter	Im Bestrahlungsraum und Mschinenraum (keine automatische Löschung der Betriebsparameter)
Sicherheitsschalter bei Betriebsstörungen	Nicht offen zugänglich Entriegelt bestimmte Sicherheitskreise, um Störungen beheben zu können
Filterwahl und Anzeige	Blockierung bei falscher Zuordnung zur Strahlenenergie
Bestrahlungsmodus	Bewegungs- oder Stehfeldbestrahlung
Bestrahlungsablaufkontrolle	Abschaltung bei Ausfall oder Behinderung der Strahlerkopfbewegung
Kombinationskontrolle	Ausschluß bestimmter unzulässiger Bestrahlungsparameterkombinationen
Zubehörwahl	Blockierung bei Fehlen von Tubus oder Blende
Strahlenart Vorwahl Anzeige	Blockierung bei Abweichung der Strahlenart im Betriebszustand
Strahlenart Vorwahl Anzeige	Blockierung bei mehr als 1o% Abweichung zwischen Soll- und Istwert
Dosismonitor I Dosismonitor II } Vorwahl und Anzeige der Sollwerte	Abschaltung bei Versagen Abschaltung bei Erreichen des Sollwertes II übernimmt bei 1o% Überschreitung des Sollwertes Abschaltung
Funktionstest der beiden Dosismonitore vor jeder Bestrahlung	Beide müssen abschaltbereit sein, sonst Einschaltblockierung
Dosisverteilungskontrolle	Automatische Abschaltung bei Änderung
Dosisleistungsüberschreitung	Automatische Abschaltung bei doppelter Dosisleistung, bzw. weniger als halber Dosisleistung

Tabelle 2: Funktion der Schaltstellen im Sicherheitsstromkreis

Störung im Überwachungskreis auftritt, die fälschlicherweise eine Störung im Betriebsablauf des Beschleunigers signalisiert. Diese für die Sicherheit unerheblichen Störungen haben die gleichen nachteiligen Konsequenzen für den zeitlichen Ablauf der Bestrahlungsserie wie eine echte Funktionsstörung, jedoch ohne die sachliche Rechtfertigung, den Patienten vor Fehlbestrahlungen zu bewahren. Daraus folgt zwingend eine Überwachung des Überwachungssystems, damit man Fehler unterscheiden kann, die am Beschleuniger selbst oder in dessen Überwachungssystem aufgetreten sind.

Die Erfahrung zeigt, daß qualifiziertes Personal gewisse Überwachungsaufgaben übernehmen kann, ohne daß damit die Sicherheit beeinträchtigt wird. Es erhebt sich im Gegenteil die Frage, ob durch automatische Überwachungsmaßnahmen nicht ein Sicherheitsstand vorgetäuscht wird, der die Wachsamkeit verantwortungsbewußt Handelnder in unzulässiger Weise einschläfert.

Eine Entscheidungshilfe bei der Planung solcher Sicherheitssysteme bringt oft die Beachtung der logischen Kette in Aufeinanderfolge bestimmter Verrichtungen und Vorgänge, die nacheinander ablaufen müssen, von dem Zeitpunkt, an dem der Patient auf den Bestrahlungstisch gelegt wird bis zu Beendigung der Bestrahlung. Diese logische Kette darf nicht durch beliebige Automatisierung einiger Funktionen unterbrochen werden. Es müssen jeweils Blöcke entstehen, die in ihrem Zusammenhang als Abschnitt des ganzen Funktionsablaufes entweder von Hand eingestellt und überwacht oder automatisiert werden können. Nur auf diese Weise lassen sich Irrtümer durch willkürliche Unterbrechung sinnvoller Funktionsabläufe vermeiden. Ein typisches Beispiel für nicht automatisierbare Einstellungen ist, wie schon erwähnt, die Lagerung des Patienten und die Zuordnung zum Bestrahlungsgerät.

Ein Fehler in der Wahl des Abstandes des Bestrahlungswinkels oder eine falsche Einstellung des Nutzstrahlenbündels in bezug auf die anatomischen Gegebenheiten des Patienten können bei Mehrfelderbestrahlungen zu Feldüberschneidungen und damit

zur Dosiserhöhung im Körperinnern führen. Die Folgen sind ähnlich weitreichend wie eine Überdosierung infolge Versagens der automatischen Abschaltung durch den Dosismonitor.

Diese Gegenüberstellung macht deutlich, daß es nicht ausreicht, allein das technisch Mögliche bei der Konstruktion dieser Geräte zu verwirklichen. Es muß vielmehr ein Konzept gefunden werden, daß das Verantwortungsbewußtsein des an dem Arbeitsplatz tätigen Personals anspricht und wachhält und die Automatisierung von Gerätefunktionen sinnvoll in diese Tätigkeit integriert. Hierbei spielen neben technischen auch bestimmte arbeitspsychologische Gesichtspunkte ein Rolle. Welche für die Sicherheit wichtigen Kriterien dabei berücksichtigt werden sollen, entzieht sich vorläufig noch der Erfahrung. Sicher aber gibt es bestimmte Analogien aus anderen sicherheitstechnischen Bereichen. Es wird jede Anregung begrüßt, die geeignet ist, das Problem einer Lösung näherzubringen.

Literatur:

(1) DIN 6847, Teil 1, Entwurf, Nov. 1975
Beuth Verlag GmbH, Berlin 3o und Köln 1

(2) IEC-SC 62 (Secretariat) 7,(Sept. 1975) Draft Section 1a. 2

(3) Deutsche Röntgengesellschaft (private Mitteilung)

Ewen, K.+)

ERFAHRUNGEN BEI DER ÜBERPRÜFUNG MEDIZINISCHER BESCHLEUNIGER IM LAND NW IM RAHMEN DER BESCHLEUNIGERRICHTLINIEN

Zusammenfassung: Seit dem Inkrafttreten der Richtlinien für den Betrieb von Beschleunigeranlagen im medizinischen Bereich im Jahre 1973 werden die im Land NW betriebenen Anlagen jährlich von der Gewerbeaufsicht dahingehend überprüft, ob die in den Richtlinien geforderten Maßnahmen eingehalten werden oder nicht. Diese Arbeit faßt die Ergebnisse dieser Überprüfungen zusammen und setzt sich auch kritisch mit der Frage auseinander, ob die einzelnen Forderungen der Richtlinien in allen Fällen sinnvoll dem praktischen Beschleunigerbetrieb in der Medizin angepaßt sind.

1. Einleitung

Bisher existieren noch keine gesetzlichen Bestimmungen für die Errichtung und den Betrieb von Beschleunigern. In dem Entwurf der neuen Strahlenschutzverordnung sind diese Bestimmungen allerdings enthalten, so daß in absehbarer Zeit diese Lücke im Strahlenschutzrecht geschlossen sein wird. Für den Betrieb von medizinischen Beschleunigern sind aber schon am 1. März 1973 angesichts einiger ernster Stör- und Unfälle Richtlinien für den Betrieb von Beschleunigeranlagen im medizinischen Bereich in Kraft getreten. Aufgrund dieser Richtlinien werden von 1973 an im Land NW alle medizinischen Beschleuniger jährlich auf Einhaltung der entsprechenden Bestimmungen überprüft. Im Land NW existieren folgende Beschleunigeranlagen (Stand: Mai 1976): 18 MeV-Betatron (3 Anlagen), 42 MeV-Betatron (5 Anlagen), 5.7 MeV-Linac (eine Anlage), Zyklotron (eine Anlage - medizinischer Routinebetrieb noch nicht aufgenommen).

Im folgenden wird über die Ergebnisse der jährlichen Überprüfungen durch die Gewerbeaufsicht berichtet, wobei grob unterteilt werden kann in:

(1) Personelle Voraussetzungen
(2) Organisatorischer Strahlenschutz
(3) Gerätetechnischer und baulicher Strahlenschutz

+) Zentralstelle für Sicherheitstechnik, Strahlenschutz und Kerntechnik der Gewerbeaufsicht des Landes NW, Düsseldorf

2. Personelle Voraussetzungen

In Tab. 1 ist die Entwicklung der nach der Richtlinie geforderten personellen Voraussetzungen für den Betrieb medizinischer Beschleuniger im Land NW dargestellt. Zur Diskussion stehen jeweils 9 Elektronenbeschleuniger.

Tab. 1

Personelle Voraussetzungen

	Für die Leitung und Aufsicht über den Betrieb des Beschleunigers verantwortlicher Arzt		weitere verantwortliche Ärzte		Physiker bzw. Ingenieur		Techn. Ass. (mit Kursus)
	bei Behörde benannt	Kursus	bei Behörde benannt	Kursus	Bei Behörde benannt	Kursus	
1973	9	0	4	0	7	7	0
1974	9	9	8	4	7	7	0
1975	9	9	8	8	9	8	9

Folgende Probleme sind im Verlaufe der Überprüfungen oft angesprochen und z.T. stark diskutiert worden:

(1) Es treten häufig betriebsinterne Probleme bei der Abgrenzung der Verantwortlichkeit für die Ausarbeitung des Bestrahlungsplanes zwischen Arzt und Physiker auf.

(2) Die Vertretungsfrage vor allem beim Physiker ist problematisch.

(3) An Stellenknappheit scheitert oft die Forderung nach genügender Zahl an medizinischem und technischem Hilfspersonal.

(4) Nicht immer läßt sich eine klare Abgrenzung zwischen technisch-physikalischem und medizinischem Entscheidungsbereich finden.

3. Organisatorischer Strahlenschutz

Tab. 2 zeigt Stand und Entwicklung des organisatorischen Strahlenschutzes für die 9 Elektronenbeschleuniger im Land NW.

Tab. 2

Organisatorischer Strahlenschutz

	Genügend Zeit für den Physiker für Dosimetrie (3.3)	Überwachung protokoll (3.6.1)	Bestrahlungsliste (3.6.2)	Gegenzeichnung durch Arzt und Physiker von (3.6.1) u. (3.6.2)	Wartung mind. jährl. (3.7)	TÜV-Prüfung (3.7)	Belehrung (3.8)	Schutz des Personals (6.)	keine Einstellung des Betriebs (7.)
1973	5	7	9	3	6	2	3	9	9
1974	7	8	9	3	6	4	5	9	9
1975	8	9	9	8	9	4	9	9	9

Noch nicht durchgesetzt hat sich die Forderung nach einer Überprüfung der Anlagen durch einen Sachverständigen (in NW: TÜV) in bezug auf allgemein sicherheitstechnische Gesichtspunkte. Die Überprüfungen wurden von der Gewerbeaufsicht mit Nachdruck für 1976 verlangt.
Der Schutz des Personals betrifft die Vorschriften der 1.Strl-SchV. Bei der Überprüfung der Beschleuniger wird insbesondere nach Personendosisüberschreitungen gefragt. Bisher sind beim Betrieb von Beschleunigeranlagen im medizinischen Bereich im Land NW keine Dosisüberschreitungen aufgetreten.

4. Gerätetechnischer und baulicher Strahlenschutz

Dieses Kapitel läßt sich einteilen in

(1) apparative und bauliche Maßnahmen (Tab. 3)

(2) Überprüfung von Beschleunigeranlagen durch das Personal (Tab. 4)

Tab. 3

Apparative und bauliche Maßnahmen

	Abgrenzung u. Abschirmung Kontrollbereich (4.2)	Inbetriebnahme der Anlage nur durch berechtigte Person (4.3)	Kontrollen (4.5)			zwei voneinander unabh. Monitore (4.5)	Zeitschaltuhr (4.5)	Ermittlung der appl. bzw. noch zu appl. Dosis (4.5)
			Strahlenart	Energie	Dosisleistung			
1973	9	9	9	9	9	4p	6	9
1974	9	9	9	9	9	7p	8	9
1975	9	9	9	9	9	9p	9	9

Bei der Beurteilung der "zwei voneinander unabhängig arbeitenden Dosismonitore" muß beachtet werden, daß es sich in allen Fällen um sog. provisorische ("p") Systeme handelt, die von den einzelnen Instituten mit leichten Abwandlungen in den Ausführungen selbst installiert worden sind. Bisher sind die von der Firma Siemens angebotenen Systeme im Land NW noch in keinem Fall eingebaut worden.
Zeitschaltuhren waren zwar auch in den Jahren 1973/74 schon in allen Fällen vorhanden, doch dienten sie nicht in allen Fällen zur Abschaltung der Strahlung. Jedenfalls dienten Schaltuhren auch in den Jahren 1973/74 dann als Zweitabschaltung, wenn nur ein Monitor zur Erstabschaltung zur Verfügung stand.

Tab. 4

Überprüfung von Beschleunigeranlagen durch das Personal

	Positionskontrolle Ausgleichskörper (X) u. Streufolie (e) t	Funktionskontrolle Dosismonitore (X,e) t	Überprüfung Dosisleistung d. Monitors mit ext. Monitor (X,e) w	Kontrolle Tiefendosiskurven unter Standardbed. (X,e) w	Überprüfung Feldausgleich (X,e) 6m	Kontrolle Abweichung der Zentralstrahlrichtung von Pendelachse (X) m	Überprüfung der Sicherheits- und Kontrollvorrichtungen t
1973	9	8	7	4	6	5	5
1974	9	9	9	7	8	9	9
1975	9	9	9	9	9	9	9

Tab. 4 zeigt die nach Anlage 4 der Beschleunigerrichtlinien geforderten Überprüfungen durch den Physiker oder auf seine Veranlassung hin, die in bestimmten Zeitabständen durchgeführt werden müssen. Über diese Überprüfungen sind Aufzeichnungen anzufertigen. In Tab. 4 bedeutet " e " Elektronenstrahlung, " X " ultraharte Röntgenbremsstrahlung.

5. Ausstattungen an Zusatzeinrichtungen

In Tab. 5 ist dargestellt, auf welche Weise die in der Anlage 5 der Beschleunigerrichtlinien enthaltene Forderung nach Mindestausstattungen an Zusatzeinrichtungen für den Betrieb

von medizinischen Beschleunigern erfüllt ist. Dieser Punkt war bei den einzelnen Besichtigungen immer stark umstritten und führte zu vielen Diskussionen mit den Verantwortlichen der Beschleunigeranlagen.

Tab. 5

Ausstattungen von Zusatzeinrichtungen

	Strahlen-schutz-dosimeter	Phantome	zwei Dosierungs-systeme	Densito-meter	Geräte für Technische Überwachung	Werkstätten für mech. Arb.	elektr. Arb.	phys. Arb.
1973	7	8	5	4	2	3	3	4
1974	8	9	7	5	2	3	3	4
1975	8	9	9	9	3	6	3	5

Es zeigte sich - namentlich bei den Verantwortlichen von 18 MeV-Betatrons - ein merklicher Widerstand gegen eine zu umfangreiche technische Ausrüstung, sei es in Form von Werkstätten oder in Form von Geräten wie z.B. Oszillograph, X -Y-Schreiber, Vakuummeßgeräten, Lecksuchgerät, Netzgerät. Als Argument dienen neben den hohen Anschaffungskosten die Tatsachen, daß bei Störfällen, die eine umfangreiche technische Ausstattung erfordern, die Lieferfirmen hinzugezogen werden und der Betreiber bzw. das Personal diese Geräte daher nicht benötigt.
Es muß der Eindruck gewonnen werden, daß für viele Betreiber medizinischer Beschleuniger die in den Richtlinien geforderten technischen Ausrüstungen quantitativ und qualitativ zu hoch angesetzt wurden.

6. Zusammenfassung

Man kann zusammenfassend sagen, daß die relevanten Bestimmungen und Forderungen der Beschleunigerrichtlinien von den Betreibern medizinischer Beschleuniger und von den benannten Verantwortlichen im Laufe der Jahre 1973 bis 1975 im Land NW weitgehend erfüllt worden sind (Tab. 6).

Schwierigkeiten bestehen vor allem in den Instituten und Kliniken, in denen die Beschleuniger ausschließlich zu therapeutischen Zwecken eingesetzt werden, in denen also keinerlei

physikalisch-medizinische Forschungen im weitesten Sinne betrieben werden. Dort erscheinen die Forderungen in personeller Hinsicht (Physiker - möglichst mit äquivalenter Vertretung, dazu weiteres technisches Personal zur Besetzung der Labors und Werkstätten) und - noch gravierender - in ausstattungsmäßiger Hinsicht (Labors, Werkstätten, diverse Instrumente und Geräte) zu hoch angesetzt.

Tab. 6

Zusammenfassung der Ergebnisse behördlicher Überprüfungen medizinischer Beschleuniger im Land NW

	Personelle Voraussetzungen	Organisatorischer Strahlenschutz	Gerätetechnischer und baulicher Strahlenschutz	Ausstattung an Zusatzeinrichtungen
1973	43 %	65 %	80 %	50 %
1974	70 %	74 %	96 %	57 %
1975	96 %	92 %	100 %	72 %

Nicht immer reibungslos verläuft die Kompetenzabgrenzung zwischen Arzt und Physiker (Probleme der juristischen Verantwortlichkeit für die z.T. ineinandergreifenden Aufgabengebiete).

Trotzdem darf abschließend die Behauptung ausgesprochen werden, daß die im Sinne der Beschleunigerrichtlinien getroffenen personellen, organisatorischen und gerätetechnischen Maßnahmen ernste Zwischenfälle beim Umgang mit medizinischen Beschleunigern mit großer Wahrscheinlichkeit verhindern werden.

GOEBEL, K.*)

STRAHLENSCHUTZERFAHRUNG AM GROSSBESCHLEUNIGER DES CERN

Summary: The radiation protection problems connected with the 300 GeV accelerator are discussed and the radiation protection system of the 300 GeV, which is based on the experience from the smaller CERN accelerators, is described.

Einleitung

Der neue Grossbeschleuniger des CERN, das 400 GeV Protonensynchrotron (SPS) wird erst im Laufe dieses Jahres seiner Bestimmung als Forschungseinrichtung übergeben werden. Erste Probeläufe begannen im April dieses Jahres. Die Strahlenschutzerfahrung des CERN muss sich deshalb auf den Betrieb der drei kleineren Beschleuniger stützen und unter diesen vornehmlich auf das 28 GeV Protonensynchrotron. Die bisher beim CERN gewonnene Erfahrung hat ihren Niederschlag in der Konzeption des Strahlenschutzsystems für den neuen Beschleuniger gefunden. Die technische Entwicklung hat das Ihre dazu beigetragen, dass viele Einzelheiten neu sind, insbesondere die Verwendung eines Computer-orientierten Kontrollsystems zur Datenübermittlung und Datenspeicherung. Eine Übertragung von Erfahrungen vom PS auf das SPS mit zwanzigfacher Endenergie und verglichen mit dem Mittelwert der letzten Jahre fast hundertfachen Leistung erscheint unter gewissen Bedingungen möglich. An Beispielen wird gezeigt, inwieweit der Strahlenschutz an Grossbeschleunigern leistungs- und energieabhängig ist.

In einem Kurzreferat kann nur ein Ausschnitt aus dem Gesamtspektrum der anstehenden Strahlenschutzfragen gegeben und anhand von typischen Beispielen erläutert werden. Auch eine Beschreibung der Anlage (1) muss auf das Minimum beschränkt bleiben; einige Diapositive sollen helfen, die Dimensionen der Anlage zu veranschaulichen.

Das 400 GeV Protonensynchrotron (SPS)

Nördlich des alten CERN Geländes liegt 25 - 64 Meter tief unter der Erde ein Ringtunnel von 2200 Meter Durchmesser, in dem sich der

*) Radiation Protection Group, Health and Safety Division, European Organization for Nuclear Research (CERN), Geneva, Switzerland

eigentliche Beschleuniger befindet. Gespeist vom CERN PS über einen 0.7 km langen Strahltunnel können im SPS Protonen auf 400 GeV beschleunigt werden. An zwei Stellen (Abb. 1), den Schächten Nr. 2 und 6, befinden sich Auslenksysteme. Von dort gelangen die Protonen über lange Strahltunnel zu den Experimentierzonen im Westen und Norden. Die Gesamtlänge der Primärstrahltunnel beträgt 10 km, die über neun Zugänge erreicht werden können. Es sind insgesamt neun Primärstrahltargets vorgesehen, die etwa 15 Sekundärstrahlen speisen. Bei einer geplanten Intensität von 10^{13} Protonen pro Puls werden etwa $4 \cdot 10^{6}$ Impulse pro Jahr beschleunigt werden. Die maximale Strahlleistung beträgt 160 kW, was einem "Wirkungsgrad" des Beschleunigers von einigen 10^{-3} entspricht.

Das Strahlenschutzsystem

Im weitensten Sinne besteht das Strahlenschutzsystem des SPS aus all den Teilsystemen, die Schutz vor den Schäden ionisierender Strahlung gewährleisten. Einige Systeme oder Massnahmen sind fester Bestandteil der Anlage, wie die Abschirmung der Primärstrahltunnel oder die labyrinthähnlichen Zugangswege. Andere Teilsysteme stellen Zusätze zur Beschleunigeranlage dar wie die Monitorsysteme, die Warnmonitore oder das Verriegelungssystem. Auch die Strahlenschutzvorschriften, die Kontrollen sowie Messungen und Informationen über Strahlung sind Teil des gesamten Strahlenschutzsystems.

Die Strahlenschutzgruppe des SPS hat an allen Systemen in irgendeiner Phase mitgearbeitet, jedoch nur ein Teil untersteht ihrer Verantwortlichkeit. Während der ganzen nun zu Ende gehenden Konstruktionsphase hat die Strahlenschutzgruppe einen "präventiven" Strahlenschutz betrieben, indem sie auf viele Konstruktionen und Massnahmen Einfluss genommen hat, um zu erreichen, dass beim späteren Betrieb Benutzer und Wartungspersonal einer möglichst geringen Strahlenbelastung ausgesetzt werden. Beispiele werden noch näher erläutert werden.

Die Hauptgefahren

Während des Betriebes eines Hochenergieprotonenbeschleuniger werden

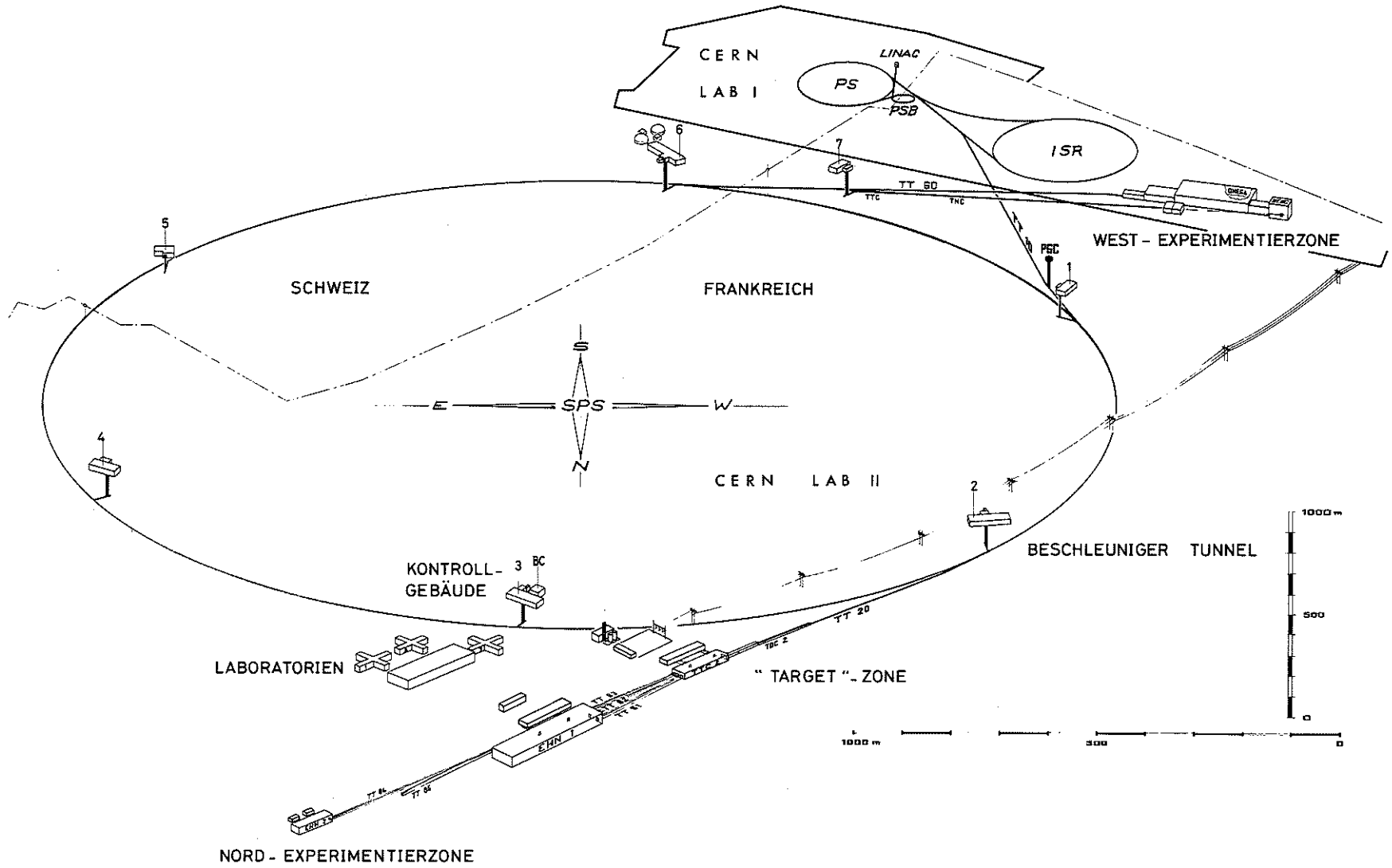


Abb. 1: Schematische Darstellung des 400 GeV- Superprotonsynchrotrons (SPS) und seiner Experimentierzonen.

neben prompter Strahlung auch Radioisotope erzeugt (2). Deshalb gibt es Strahlengefahren während des Betriebes und in den Betriebspausen. Die betroffenen Personengruppen sind oft verschieden. Der Strahlung während des Betriebes sind die Benutzer in den Experimentierzonen und die Hallenhilfsdienste ausgesetzt. In den Betriebspausen ist meist das Wartungspersonal des Beschleunigers und das Personal von Vertragsfirmen der γ-Strahlung von remanenter Aktivität in den Primärstrahltunneln ausgesetzt.

Während des Betriebs kann die direkte Strahlung (durchdringende primäre und sekundäre Strahlung) aus den Primärstrahltunneln wegen der guten Abschirmung nicht an die Oberfläche gelangen. Bei den Experimentierzonen ist die Abschirmung so ausgelegt, dass im Mittel weniger als 1 mrem/h Streustrahlung in zugänglichen Zonen erwartet wird. In der Nähe von Zugangslabyrinthen und Sekundärstrahlen, wo Experimentatoren sich vorübergehend aufhalten, können die Streustrahlpegel einige mrem/h erreichen. Die ausserhalb der Abschirmung auftretende Strahlung wird durch mehrere Monitorsysteme überwacht. Ausserdem müssen alle in Strahlungszonen arbeitenden Personen Dosimeter tragen. Akute Gefahren sind kaum zu erwarten, da auch stark strahlungserhöhende Fehleinstellungen der Anlage korrigiert werden können bevor eine Strahlungsüberdosis akkumuliert werden kann. Die eigentliche Gefahr während des Betriebes stellt das Verbleiben oder Hineingelangen von Personen in Primärstrahltunnel dar. Tabelle 1 gibt einige Dosisleistungswerte, die in einem Meter Abstand vom Primärstrahl erreicht werden können. Schon in kurzer Zeit können tödliche Dosen akkumuliert werden. Ein ausgewogenes Verriegelungs- und Patrouillensystem soll einen Betriebsunfall unmöglich machen. Jedoch kann trotz aller technischen Hilfsmittel menschliches Versagen beim Absuchen der Tunnel oder bei Einstellung oder Kontrolle des Verriegelungssystems nicht ausgeschlossen werden.

Während der Betriebspausen sind in den Primärstrahltunneln die Dosisleistungsraten um mehrere Grössen ordnungen kleiner als in Tabelle 1 angegeben, jedoch zum Teil erheblich grösser als die Streustrahlungspegel ausserhalb der Abschirmung. Tabelle 2 gibt einige

Tab. 1: Strahlendosis im Ringtunnel während des Betriebes	Rad/min
Normale Ringsektion	0,05 - 0,5
Strahlabsorber	10 - 100
Ejektionszone	50 - 200
Neutrinotunnel	100 - 500

Tab. 2: γ-Dosis von remanenter Radioaktivität im Primärstrahltunnel des SPS	mRad/h
Normale Ringsektion	0,5 - 5
Strahlabsorber	100 - 3000
Ejektionszone	200 - 6000
Neutrinotunnel	300 -10000

Beispiele (3). Eine Gefahr ist dadurch gegeben, dass die Dosisraten um 4 Grössenordnungen Schwanken können und heisse und kalte Zonen wegen der wenigen Zugänge oft nicht separiert werden können. Gerade jene Zonen verlangen am meisten Wartung, wo komplizierte Komponenten installiert sind. Diese befinden sich meist dort, wo die meisten Protonen verloren gehen. Trotz Information über die vorherrschenden Strahlungsniveaus und Überwachung der Personendosis und der Arbeiten lässt sich eine Dosisbelastung des Personals durch remanente Aktivität nicht vermeiden. Da andererseits die Radioaktivität fest in der Masse der bestrahlten Materialien fixiert ist, sind radioaktive Kontaminationen ganz selten und nur von geringer Bedeutung (radioaktiver Staub oder Rost).

Tab. 3: Gesamtdosen in rem/annum	1969	1970	1971	1972	1973	1974	1975
CERN Personal	452	514	301	356	396	327	316
PS Beschleunigerpersonal	110	152	91	110	108	88	97
PS geplante Arbeiten	40	40	-	31	57	37	36
PS Routine Arbeiten	70	112	91	79	51	51	61
Protonen ($\geq$10 GeV) x 10^{18}	11	11	12	11	15	18	23

Tabelle 3 zeigt in welchem Masse die Gesamtexposition des Personals durch Tätigkeiten in radioaktiven Zonen beeinflusst wird. Beim PS konnte erreicht werden, dass trotz zunehmender Zahl der beschleunigten Protonen die akkumulierten Dosen für Wartungsarbeiten abnahmen.

Die Strahlenschutzprobleme

a) Die Hadronenabschirmung für 400 GeV Protonen lässt sich aus den Erfahrungen bei 30 GeV und dem physikalischen Verhalten der Hadronen bei höheren Energien abschätzen. Der Gesamtabsorptionsquerschnitt schneller Hadronen in Materie ist praktisch mit ansteigender Energie konstant, und die Zahl der bei einer starken Wechselwirkung erzeugten Sekundärteilchen ist als Funktion der Energie z.B. aus Speicherringexperimenten bekannt. Die Richtigkeit der mit Kaskadenrechnungen auf der Basis dieser physikalischen Parameter gemachten Abschirmungsabschätzungen konnte neuerdings auch bei der amerikanischen Schwestermaschine (bis 300 GeV) experimentell nachgewiesen werden. Die Abschirmungsprobleme sind ähnlich wie bei 30 GeV, die Abschirmungsdicken (bei gleicher Intensität) wachsen lateral um einen Faktor 1.1 - 1.3, in Vorwärtsrichtung um einen Faktor 1.3 - 1.5, was insgesamt 1.5 - 2 mal mehr Abschirmmaterial erfordert.

b) Die Erzeugung von nieder energetischen Neutronen und von Radioisotopen beim Durchgang einer hochenergetischen Hadronenkaskade durch Materie steigt etwa proportional mit der in der Kaskade umgesetzten Energie. Bei hundertmal grösserer Strahlleistung werden also hundertmal mehr Neutronen und Radioisotope erzeugt; allerdings ist derenFreisetzungbzw. ihre Verteilung im Material etwas verschieden von der, die bei 30 GeV gefunden wird. In den radial dickeren Materialschichten wird ein grösserer Prozentsatz der Neutronen absorbiert, und die Radioisotope werden auf eine grössere Materialmenge verteilt. Folglich erfordert eine höhere Strahlleistung eine fast proportional grössere Abschwächungswirkung der Zugangslabyrinthe. Gleichzeitig treten höhere spezifische Aktivitäten an den Beschleunigerkomponenten auf und mehr Material wird aktiviert. Im Ring oder entlang der Primärstrahlen sind die aktivierten Strukturen länger, sie werden mehr und mehr zu Linienquellen mit dem typischen $^{1}/d$- Abstandgesetz.

c) Bei Protonenenergien bis 30 GeV hat das μ-Mesonenspektrum aus dem Zerfall von sekundären π-Mesonen ein Maximum bei 1 - 2 GeV.

Nehmen wir an, dass wir für Hadronenabschirmung einige Tausend Gramm/cm^2 in Vorwärtsrichtung benötigen, so ist diese Abschirmung auch für den überwiegenden Teil aller μ-Mesonen ausreichend. Nur bei bestimmten Anordnungen müssen μ-Mesonen gesondert abgeschirmt werden. Ganz anders sind die Verhältnisse bei Hundert-GeV-Protonen, wo praktisch alle sekundären bzw. tertiären μ-Mesonen Reichweiten haben, die mindestens eine Grössenordnung über der Hadronenabschirmdicke liegen. Bei 200 - 400 GeV muss das μ-Mesonenproblem gesondert betrachtet werden.

In der West-Experimentierzone sind auch bei Auffüllen des ganzen freien Platzes mit Abschirmung μ-Strahlungspegel von einigen mrem/h zu erwarten. In gerader Verlängerung der Protonenstrahlen muss sogar mit einem μ-Mesonenpegel bis zu einigen 10 mrem/h ca. 100 m vom Target entfernt gerechnet werden. Man konnte dem μ-Mesonenproblem in der Nord-Experimentierzone Rechnung tragen, indem man die Primärtargets 10 m tiefer als die Sekundärstrahlzonen legte und überdies zur Abschirmung der μ-Mesonen das hinter der Experimentierzone ansteigende Gelände ausnützte. In der Westhalle, die für 25 GeV-Physik vor 10 Jahren konzipiert wurde und die nun für 200 GeV Experimente benutzt werden soll, sind die natürlichen Verhältnisse nicht so günstig, da das Gelände hinter der Experimentierzone abfällt. Hier hat die Strahlenschutzgruppe eine ausgedehnte Abschirmung in Form von mobilen Stahl- und Betonblocks verlangt (30.000 t) und daneben Betriebsbeschränkungen wie Energiebegrenzung auf 200 GeV und Intensitätsbegrenzung von $\leq \cdot 10^{12}$ Wechselwirkungen pro Impuls und Target empfohlen.

Die Strahlenschutzmassnahmen

Welche Strahlenschutzmassnahmen werden nun für die neue Grossanlage auf Grund der Erfahrungen vorgeschlagen?

a) Für das Bedienungspersonal wurde aus der Erkenntniss, dass der überwiegende Teil der Exposition von induzierter Radioaktivität stammt, die Personendosisüberwachung verbessert. Neben den konventionellen Filmdosimetern sind aktive Personendosimeter (PAM) vorgesehen, die eine dosisleistungsabhängiges, akustisches Signal

aussenden und bei Akkumulation einer gewissen Dosis einen Alarmton geben. Diese Dosismeter werden vor Betreten der Zone aus einem Ladegerät entnommen und automatisch überprüft und kodiert. Beim Verlassen wird die Dosis vom Kontrollrechner registriert und dem verbuchten Dosiswert des Trägers zugeschriben.

b) Da mit dem vorhandenen CERN Strahlenschutzpersonal nur eine stichprobenartige Überwachung der Arbeiten in den Kontrollbereichen möglich ist, ist das Strahlenschutzsystem weitgehend auf einer Selbstverantwortung der Betroffenen aufgebaut. Dies erfordert eine umfassende Aufklärung aller strahlenexponierten Personen über alle möglichen Strahlengefahren. Schwierig ist es, die ständig wechselnden Besucher zu erfassen. Auch eine der Strahlensituation folgende genaue Information über Dosisraten und Radioaktivität in den Kontrollbereichen ist bei unserem System wesentlich, um dem einzelnen die Möglichkeit zu geben, für sich und seine Mitarbeiter die Strahlenrisiken zu reduzieren. Dass die strahlenexponierten Personen ein Interesse an einer Senkung der Strahlendosen haben zeigt die Entwicklung der Dosen des PS-Wartungspersonals (Tabelle 3), wo trotz steigender Aktivität auf Grund von guter Information und häufigen Belehrungen die Gesamtdosen seit Jahren eher fallende Tendenzen zeigen.

c) Die Dosisbelastung des Wartungspersonals kann ganz erheblich herabgesetzt werden, wenn die Anlage wartungsfreundlich und wartungsarm konzipiert ist. Die Strahlenschutzgruppe des SPS hat in diesem Sektor präventiven Strahlenschutz geleistet. Einige wichtige Gesichtspunkte seien kurz erwähnt:

- Durch Abschätzungen von Strahlendosen und remanenter Aktivität für alle Zonen wurden Ingenieure und Physiker auf die zu erwartenden Probleme aufmerksam gemacht und die Spezifikationen für Materialien und Konstruktionsprinzipien kritischer Komponenten dadurch beeinflusst.
- Erarbeitung von Kriterien für exponierte Komponenten (und damit verbundene Ersatzteilplanung) wie modulare Konstruktion, leichte Zugänglichkeit und Austauschbarkeit, vereinfachte ferngesteuerte Aufstellung von Komponenten in heissen Zonen;

Aufnahme und Transport von Komponenten aus sicherer Entfernung; Reparatur am Platze oder Schnellaustausch.

- Auswahl von strahlungsbeständigen Materialien zur Vermeidung von häufigen Ausfällen, insbesondere Isolationsmaterialien für Magnete und Kabel, elektronische Komponenten, Objektivlinsen, Schmiermittel und Isolationsöle.

Was von diesen Massnahmen während der Errichtung versäumt wurde, lässt sich später nur schwer und mit grossem finanziellen Aufwand nachholen.

d) Aus Betriebserfahrungen des PS und auch anderer gut abgeschirmter Grossbeschleuniger wissen wir, dass die Benutzer in den Experimentierzonen nur geringen Strahlengefahren ausgesetzt sind, insbesondere dann, wenn sie sich überwiegend in den Kontrollzonen ihrer Experimente aufhalten. Da die Experimentierzonen des SPS wesentlich grösser sind als beim PS, kann ein Schutz noch mehr als bisher nur durch betriebssichere, fest eingebaute Monitorsysteme gewährleistet werden. Messungen mit mobilen Geräten erlauben eine "Eichung" der Monitoranzeigen und ergänzen diese. Da bei SPS alle Messwerte der Monitorsysteme zentral im Gesamtkontrollsystem erfasst werden, ist die Information sowohl im Hauptkontrollraum als auch den Benutzern an Satellitenkonsolen zugänglich. Fehler in der Strahlführung, die den Streustrahl- oder μ-Pegel erhöhen, können dadurch schnell korrigiert werden. Da moderne Grossflächendetektoren oft empfindlicher gegen ionisierende Strahlung sind als der menschliche Körper, haben auch die Physiker schon wegen ihres eigenen Experimentes ebenfalls ein Interesse, den Reststrahlpegel in den Experimentierzonen so gering wie möglich zu halten. Die ständige Überwachung der Monitorsysteme durch den Zentralrechner, der bei gewissen Bedingungen das Betriebspersonal und die Benutzer warnen kann und wenn nötig auch Abschaltungen einleiten kann, erweist sich als wirkungsvolle Strahlenschutzmassnahme. Wird der Zugang zu bestimmten Strahlzonen freigegeben während benachbarte Zonen in Betrieb sind, so überwachen in den freigegebenen Zonen Alarmmonitore die Strahlungssituation. Die Erfassung und Kombination von vielen Einzeldaten duch den Kontrollrechner verhindert Fehlalarme und

erlaubt gleichzeitig, den Betriebszustand der ganzen Anlage zu überwachen.

e) Der Umgebungsschutz bei einer Grossbeschleunigeranlage bringt einige technische Probleme mit sich, aus denen aber keine Gefährdung der in der Umgebung der Anlage lebenden Personen resultiert. Für das SPS ergab eine Abschätzung, daß der Dosis-Mittelwert von Personen, die in der Nähe wohnen oder sich in der Nähe aufhalten unter 15 mrem beträgt. Nach den CERN Strahlenschutzregeln darf die Streustrahldosis am Betriebszaun 150 mrem im Jahr nicht überschreiten. Die Emission von Radioaktivität in Wasser und Luft darf unter ungünstigsten Umständen nicht zu einer möglichen Dosis von mehr als 30 mrem/annum führen. Am Betriebszaun hinter der West-Experimentierzone können μ-Strahlpegel auftreten, die örtlich begrentzt höhere Jahresdosen ergeben können als 150 mrem. Abhilfe kann durch Beschränkung der jährlichen μ-Intensitäten under Auffächerung der μ-Mesonen über einen grösseren Raumwinkel geschaffen werden.

Durch Wechselwirkung hochenergetischer Strahlen mit Luft und Wasser werden kurzlebige und an sich ungefährliche Radioisotope erzeugt, deren Konzentration an der Austrittsstelle der Ventilationsluft oder des Kühl- und Sickerwassers höher ist als die Grenzwerte, die aus der Jahresdosis von 30 mrem abgeleitet werden können. Durch Umwälzung der Ventilationsluft und Verdünnung des Abwassers kann auch für den hypothetisch ungünstigsten Fall die Einhaltung der 30 mrem/annum Regel gewährleistet werden. Wichtig bei der Ermittlung der tatsächlichen Umweltbelastung ist ein Vergleich mit dem natürlichen Strahlungs- und Aktivitätspegel. Beim SPS wurden deshalb die natürlichen Strahlungsverhältnisse über mehr als ein Jahr vor Betriebsbeginn des SPS gemessen.

f) Die gesetzlichen Regelungen für die Beseitigung radioaktiver Abfälle und die niedrigen Grenzwerte für die Definition nichtaktiven Materials haben zur Folge, dass die Betreiber von Grossbeschleunigern Bauteile und Komponenten, die leicht aktiviert wurden und nicht mehr verwendet werden können, unbegrenzt lagern müssen. Da solche Aktivitäten praktisch ungefährlich sind, sollte nach

Wegen gesucht werden, um Eisen, Kupfer, Aluminium und andere Materialien einer kontrollierten Wiederverwendung zuzuführen.

Zusammenfassung

Viele der in den Beispielen berührten Strahlenschutzprobleme sind allen Grossbeschleunigern gemeinsam (4). Die Energie einer Anlage ist nur in bestimmten Fällen ein entscheidender Parameter. Die grosse Ausdehnung und die komplexe Nutzung von Grossbeschleunigern stellen praktische Probleme und fordern vom Strahlenschutzphysiker Flexibilität. Die betriebsinterne Strahlenschutzregelung muss dem Strahlenschutzphysiker einen möglichst grossen Entscheidungsspielraum belassen. Schutzvorschriften bei Anlagen, die der Forschung dienen, müssen weit ausgelegt werden können. Die Tatsache, dass Forschungseinrichtungen für alle Interessierten frei zugänglich sein sollen, erschwert auch die administrative Kontrolle von Benutzern und Besuchern. Eine Gefahr ist dadurch gegeben, dass wenig oder gar nicht informierte Personen mangels strikter Zugangskontrolle in Strahlenkontrollierte Zonen gelangen können, wo Uberexpositionen möglich sind. So sind die grosse Ausdehnung und Unübersichtlichkeit der Strahlenschutzbereiche, die herrschende Freizügigkeit, die ständig wechselnden Betriebsbedingungen und Nutzung und die häufig wechselnden Besucher Hauptursache praktischer Strahlenschutzprobleme.

Literatur

(1) CERN:1050: The 300 GeV Accelerator Programme; 1972.

(2) Goebel, K. (editor): CERN 71-21 Geneva; 1971.

(3) Ellefsplass, M., Goebel, K. u. Mitarb.: Int. Rep./CERN/LAB II/RA/75-4; 1975.

(4) Stevenson, G.R.: CERN/76-04; 1976.

Probst, H.J.[+)]

DIE AKTIVIERUNG AM JÜLICHER ISOCHRONZYKLOTRON JULIC - WICHTIGSTER FAKTOR FÜR DEN STRAHLENSCHUTZ

Summary: Specialties of the accelerator radiation protection are shown using the activation equation. The consequences are explained. The following topics are discussed taking into account the specifications of the cyclotron (kind of particles, max. particle energy, beam current etc.): The dose rate near the cyclotron, the inhomogeneous radiation fields, the problems of the activity and contamination determination, the treatment of contaminations and the difficulties to satisfy some legal prescriptions.

1. Einleitung

Es gibt sicher viele Möglichkeiten, die Probleme und Besonderheiten des Beschleunigerstrahlenschutzes und die sich daraus ergebenden praktischen Konsequenzen darzulegen. Da zumindest die meisten Probleme direkt oder indirekt mit der Aktivierung zusammenhängen, halte ich zur Erläuterung die Heranziehung der Aktivierungsgleichung für sehr geeignet. Zum besseren Verständnis des folgenden soll sie gezeigt und kurz erläutert werden:

während der Bestrahlung:

$$(1) \quad A(t') = \sum_{i,k,l} \int_V N_i \cdot \sigma_{i,k,l} \cdot \phi_k(\vec{r}) \cdot dV \cdot (1-e^{-\lambda_{i,k,l} \cdot t'})$$

nach der Bestrahlung:

$$(2) \quad A(t) = \sum_{i,k,l} \int_V N_i \cdot \sigma_{i,k,l} \cdot \phi_k(\vec{r}) \cdot dV \cdot (1-e^{-\lambda_{i,k,l} \cdot t_B}) e^{-\lambda_{i,k,l} \cdot t}$$

$A(t')$, $A(t)$: Aktivität zur Zeit t' bzw. t;
t' = 0 : Bestrahlungsbeginn; (Gl (1))
t = 0 : Bestrahlungsende; (Gl (2))

N_i : Atomzahldichte des Isotops i;

$\sigma_{i,k,l}$: Wirkungsquerschnitt für die Reaktion (k,l) am Isotop i;

+) Institut für Kernphysik, Kernforschungsanlage Jülich, Jülich

$\phi_k(\vec{r})$: Fluß der Teilchensorte k im Raumpunkt $\vec{r}$;

dV : Volumenelement;

V : Volumen, über das integriert werden muß;

$\lambda_{i,k,l}$: Zerfallskonstante für das Radionuklid, das aus dem Isotop i über die Reaktion (k,l) entstanden ist;

t_B : Bestrahlungszeit.

Die Gleichung (1) beschreibt den Aktivitätsverlauf während der Bestrahlung, Gleichung (2) den nach Bestrahlungsende. Mit $\phi_k(\vec{r})$, dem Fluß der Teilchensorte k im Raumpunkt $\vec{r}$ und $\sigma_{i,k,l}$, dem Wirkungsquerschnitt für die von dieser Teilchensorte k initiierte Reaktion am Isotop i mit l Teilchen im Ausgangskanal und N_i der Atomzahldichte des Isotops i bezeichnet das Produkt $N_i \cdot \sigma_{i,k,l} \cdot \phi_k(\vec{r}) \cdot dV$ die Sättigungsaktivität des Volumenelements dV für das erzeugte Nuklid. Der zeitliche Aufbau dieses Nuklides während der Bestrahlung wird durch den Faktor $(1-e^{-\lambda_{i,k,l} \cdot t'})$ beschrieben. Die Integration über alle Volumenelemente des Raumes und die Summation über alle vorhandenen Isotope i, alle Teilchensorten k und alle Ausgangskanäle l liefert die in der Zeit t' erzeugte Gesamtaktivität.
In Gleichung (2), die den Verlauf nach Bestrahlungsende wiedergibt, muß die in der Bestrahlungszeit t_B erzeugte Aktivität mit dem Abklingfaktor $e^{-\lambda_{i,k,l} \cdot t}$ multipliziert werden.
Wichtig für das Verständnis des folgenden sind noch die Spezifikationen des Jülicher Isochron-Zyklotrons.

Strahl - Spezifikationen des Jülicher Isochronzyklotrons JULIC

Teilchensorte	Energiebereich intern	Energiebereich extern	maxim. Strahlstrom intern	maxim. Strahlstrom extern
Protonen	1 MeV - 45 MeV	225 MeV - 45 MeV	80 µA	20 µA
Deuteronen	1 MeV - 90 MeV	45 MeV - 90 MeV	50 µA	20 µA [1]
^{3}He - Teilchen	1 MeV - 135 MeV	67,5 MeV - 135 MeV	10 µA	5 µA
^{4}He - Teilchen	1 MeV - 180 MeV	90 MeV - 180 MeV	20 µA	10 µA

1) 10 µA bei 90 MeV

Abb. 1: Strahl-Spezifikationen des Jülicher Isochronzyklotrons JULIC.

Was ergibt sich nun aus der Aktivierungsgleichung und den Zyklotrondaten für den Strahlenschutz an diesem Beschleuniger?

2. Ortsdosisleistung und Strahlungsfelder

Zuerst soll auf die Ortsdosisleistung und die Strahlungsfelder am Zyklotron nach Bestrahlungsende eingegangen werden. Aus Gleichung (2) sieht man, daß da, wo der Teilchenfluß $\phi_k(\vec{r})$ und die Atomzahldichte N_i groß ist, eine hohe Aktivität erzeugt wird, die während der Bestrahlung und, was vor allem wichtig ist, nach Bestrahlungsende Quelle für Strahlungsfelder ist. Da die weitaus höchsten Flüsse die primär beschleunigten Teilchen darstellen, werden die stärksten Aktivitäten im Inneren der Maschine oder im Strahlführungssystem erzeugt und zwar überall dort, wo ein Teil des Strahlstroms auf dichtes Material trifft, wie Blenden, Schlitze und die Extraktionselemente des Zyklotrons. Da außerdem die Reichweite der beschleunigten Teilchen relativ kurz ist (maximal 30 mm, üblicherweise 3-8 mm), ist die erzeugte Aktivität an diesen Stellen auf sehr engen Raum konzentriert. Diese Sachlage bedeutet, daß am Jülicher Isochronzyklotron die Strahlungsfelder und die daraus resultierende Verteilung der Ortsdosisleistung räumlich sehr inhomogen sind.

Eine weitere wichtige Tatsache für den Strahlenschutz ergibt sich bei Berücksichtigung der Zeitglieder in Gleichung (2). Wenn man sich nämlich bewußt wird, daß am Jülicher Isochronzyklotron wegen der hohen Energie der Primärteilchen bei Bestrahlungen Radionuklide erzeugt werden, die weit weg vom Tal der stabilen Isotope liegen und die fast alle relativ kurze Halbwertszeiten besitzen (sehr viele im Minutenbereich), so erkennt man - wird das Aufbauglied in Gleichung (2) betrachtet -, daß schon bei kurzen Bestrahlungen die Sättigungsaktivität dieser Nuklide erreicht wird. Andererseits sind diese kurzen Halbwertszeiten sehr günstig für den Strahlenschutz, denn sie bewirken - betrachtet man den Abklingfaktor in Gleichung (2) - eine schnelle Reduzierung der vorhandenen Aktivität und damit eine schnelle Verringerung der von dieser Aktivität erzeugten Dosisleistung. Die Konsequenzen für den Beschleunigerstrahlenschutz sind im folgenden zusammengestellt:

1. Den Aufenthalt in Strahlungsfeldern so kurz wie möglich wählen.

2. Möglichst großen Abstand von der Strahlungsquelle halten.

3. Die Strahlungsquelle möglichst abschirmen und zwar möglichst nahe an der Quelle.

4. Nach Bestrahlungsende bis zum Beginn des Aufenthalts in Strahlungsfeldern (bzw. der Arbeit an Strahlungsquellen) eine Zeitlang warten.

5. Die Reihenfolge der Arbeiten vernünftig wählen.

3. Kontamination

Die erzeugten radioaktiven Stoffe sind nicht nur Quelle für Strahlungsfelder, sondern können auch Quelle für Kontaminationen am Zyklotron sein. Die genannten Überlegungen gelten also auch weitgehend bei der Behandlung von Kontaminationen, d. h. auch bei Dekontaminierungsarbeiten ist es wichtig, den Zeitfaktor genügend zu berücksichtigen. Einige für die Praxis wichtige Folgerungen zeigt die folgende Zusammenstellung.

1. Kontaminierte Stellen absperren bzw. kontaminierte Geräte, Kleidungsstücke usw. in Folie einschweißen.
2. Vor Beginn der Dekontamination, wenn möglich, eine Zeitlang warten, damit die Kontamination (insbesondere die kurzlebigen Radionuklide) sich durch radioaktiven Zerfall selbst beseitigt hat.
3. Den Zeitpunkt der Dekontaminierungsarbeiten vom Einzelfall abhängig machen.
4. Personenkontaminationen sofort entfernen.

4. Problematik von Aktivitäts- und Kontaminationsbestimmungen

Die Kontaminationen beschäftigen den Strahlenschutz nicht nur vom Gesichtspunkt ihrer Beseitigung her sondern auch, ich möchte sagen "formal", durch die Forderung des § 35, Abs. 2 der 1.SSVO, der u.a. die Bestimmung des Anteils einzelner Nuklide an einer Kontamination vorschreibt. Hier wird das etwas allgemeinere Problem der Aktivitätsbestimmung am Beschleuniger angesprochen. Für die rechnerische Bestimmung der Aktivität ist v.a.

wie man aus Gleichung (1) und (2) ersieht, die Kenntnis aller Wirkungsquerschnitte $\sigma_{i,k,l}$ als Funktion der Energie der einfallenden Teilchen und die Kenntnis der Zerfallskonstanten $\lambda_{i,k,l}$ wichtig. Leider sind diese Wirkungsquerschnitte im allgemeinen nicht oder nur sehr lückenhaft bekannt. Ähnliches gilt am JULIC auch für die Zerfallskonstanten der erzeugten Radionuklide. Denn wegen der relativ hohen Teilchenenergien am Jülicher Isochronzyklotron können radioaktive Stoffe erzeugt werden, die bisher noch gar nicht untersucht wurden oder bildlich gesprochen, für die in der Nuklidkarte bisher nur ein weißes Feld vorhanden war.
Für die meßtechnische Bestimmung der Aktivität, die, wenn möglich, im allgemeinen über die emittierte γ-Strahlung des erzeugten Nuklids vorgenommen wird, gibt es ein anderes Problem. Wie man aus der Gleichung

$$A = \frac{j}{\varepsilon \cdot s} \tag{3}$$

A : Aktivität (Zerfälle/s);

j : Zählrate (Impulse/s);

ε : Efficiency des Zählers für die Energie der betrachteten γ-Linie (Impulse/emittiertes γ);

s : absolute Intensität der betrachteten γ-Linie (emittierte γ's/Zerfall)

ersieht, muß die absolute Intensität mindestens einer γ-Linie des zu bestimmenden Nuklids bekannt sein. Leider ist bei den meisten oder zumindest bei sehr vielen Nukliden dieser Wert nicht oder nur sehr ungenau bekannt. Einige Folgerungen aus den Überlegungen sind in den folgenden Punkten zusammengestellt.

1. Für die meisten am Beschleuniger erzeugten Radionuklide ist zur Zeit eine exakte Aktivitätsbestimmung weder rechnerisch noch meßtechnisch möglich.
2. Die Abschätzung der Aktivität aller bei einer Bestrahlung erzeugten Radionuklide kann große Fehler enthalten.
3. Die Identifizierung aller bei einer Bestrahlung erzeugten radioaktiven Stoffe ist meistens nicht möglich, insbesondere gilt das für Kontamination.

4. Der § 35, Abs. 2 der 1.SSVO kann nicht eingehalten werden. (Im neuen Entwurf der Strahlenschutzverordnung ist die Forderung nach der Nuklid-Bestimmung nicht mehr vorhanden.)

5. Neutronenstrahlung

Betrachtet man noch einmal die $\sigma_{i,k,l}$ in Gleichung (1) und stellt die Frage: "Für welche Reaktionen sind die Wirkungsquerschnitte besonders groß?", so wird man auf einen besonders wichtigen Punkt des Beschleunigerstrahlenschutzes geführt. Denn der weitaus größte Teil der Wirkungsquerschnitte beschreibt Reaktionen, die relativ viele Neutronen im Ausgangskanal haben, so kann ein 90 MeV Deuteron 9 und mehr Neutronen und ein 180 MeV α-Teilchen 12 und mehr Neutronen erzeugen. Diese hohe Neutronenausbeute erzeugt bei Strahlbetrieb im Zyklotronbunker und anderen Bereichen, durch die der Strahl geführt wird oder in denen Bestrahlungen durchgeführt werden, hohe Neutronenäquivalenzdosisleistungen, die übrigens in den genannten Bereichen etwa 25 mal höher sind als die γ-Dosisleistungen. Absolut gesehen können die Neutronenäquivalenzdosisleistungen so hoch sein, daß an bestimmten Stellen bei hohen Strömen und hohen Teilchenenergien innerhalb etwa 2 min. eine tödliche Dosisbelastung erfolgen kann. Die Konsequenz für den Strahlenschutz soll durch die beiden folgenden Punkte

1. Die Abschirmung am Beschleuniger muß so dimensioniert sein, daß außerhalb der Abschirmung an zugänglichen Stellen die zulässige Äquivalenzdosisleistung nicht überschritten wird.

2. Es muß eine Personensicherheitsanlage installiert sein, die ein Betreten gefährdeter Bereiche oder einen Aufenthalt darin weitgehend unmöglich macht.

nur allgemein angesprochen werden. Eine detaillierte Untersuchung, z. B. über die wesentlichen Bestandteile einer Personensicherheitsanlage oder die Kompensation der Abschirmdicke durch geeignete Organisation und administrative Vorschriften würde den vorgegebenen Rahmen sprengen.

6. Schwierigkeiten bei der formalen Erfüllung mehrerer gesetzlicher Vorschriften

Nur ein Gebiet lassen Sie mich noch kurz anreißen: die Schwierigkeiten bei der formalen Erfüllung mehrerer gesetzlicher Vorschriften. Ich sagte schon, daß § 35, Abs. 2 der 1.SSVO nicht erfüllt werden kann. Ähnliches gilt für § 13 (Buchführung und Anzeige). In diesem Paragraphen wird nach Nuklidzusammensetzung und Aktivität der einzelnen Nuklide gefragt. Wie schon gesagt, können aber gerade am Beschleuniger im allgemeinen diese Angaben nicht gemacht werden. In diesem Zusammenhang sind noch die §§ 31 und 34 der 1.SSVO zu nennen: Hier wird auf die in Anlage II zur 1.SSVO aufgeführten Konzentrationen radioaktiver Stoffe in Luft und Wasser eingegangen. Vor allem wird in der Anlage II festgelegt, daß für nicht explizit aufgeführte radioaktive Stoffe, auch wenn deren MZK-Werte berechnet werden können, extrem niedrige Werte angenommen werden müssen. Da die zyklotronerzeugten radioaktiven Stoffe im allgemeinen in der Anlage II nicht aufgeführt sind, sind also für den Beschleuniger im allgemeinen die extrem niedrigen MZK-Werte zu berücksichtigen. Das bedeutet als Konsequenz: es muß nicht vertretbarer finanzieller Aufwand getrieben werden und meßtechnisch eine z. Zt. nicht lösbare Aufgabe bewältigt werden. Für die in Anlage I aufgeführten Freigrenzenwerte gilt ähnliches: Auch hier muß, da die Freigrenzenwerte der am Beschleuniger erzeugten Nuklide im allgemeinen nicht in Anlage I zur 1.SSVO aufgeführt sind, sehr oft deshalb der niedrigste Freigrenzenwert angenommen werden. Da die Sicherheitsvorkehrungen und geforderte Laborausstattung im allgemeinen aber durch das Vielfache der Freigrenzenwerte, mit denen umgegangen werden soll, bestimmt wird, muß auch hier ein unnötiger Aufwand getrieben oder eine nicht notwendige Beschränkung in der Umgangsmenge in Kauf genommen werden. Es soll nicht verschwiegen werden, daß im neuen Entwurf der Strahlenschutzverordnung ein Teil der angesprochenen Punkte berücksichtigt wurde. Leider gibt es in diesem Entwurf aber immer noch Punkte, die die Gegebenheiten am Beschleuniger nicht genügend berücksichtigen.

Janett, A.+)

ERSTE BETRIEBSERFAHRUNGEN AM SIN

Summary: The induced radioactivity of the extraction elements of a high intensity accelerator, coupled with the quite high rate of maintenance presented the most important radiation safety problem for personnel. The dose accumulated by these personnel could only be reduced by providing a practical training in the use of active materials and by using remote handling techniques.
The short and long time behaviour of the γ dose rates along the whole beam line is presented and compared with theoretical ones.

1. Einleitung

Die Beschleunigeranlage des Schweizerischen Instituts für Nuklearforschung (SIN) hat vor wenigen Monaten einen Stand erreicht, der gestattet, unter Einhaltung der festgelegten Strahlverlustlimiten bis zu 50 % der Ziel-Strahlleistung von ca. 60 kW auf externem Target zu produzieren. Das ganze letzte Jahr war noch geprägt durch den Uebergang von der schrittweisen Inbetriebsetzung der Anlage zu deren Nutzung als Forschungsinstrument. Dank der weitsichtig geplanten und sorgfältig aufgebauten Abschirmung gegen das prompte Strahlungsfeld (hauptsächlich hochenergetische Neutronen) werden in der Experimentierhalle ausser der Zutritts-Ueberwachung zu den Experimentierbunkern keine besonderen Sicherheitsvorkehrungen zum Schutze der SIN-Benützer benötigt. Die Abgabe von radioaktiven Stoffen durch die Abluft und das Abwasser an die Umwelt entspricht den Erwartungen und liegt z.T. noch weit unterhalb der zulässigen Richtwerte.

Den wichtigsten Faktor für den Strahlenschutz bildet die lokal sehr hohe, permanente Aktivierung vor allem der Extraktionselemente des Injektors und die damit verbundene Dosisbelastung des Wartungspersonals.

2. Das SIN: Ein nationales Forschungszentrum

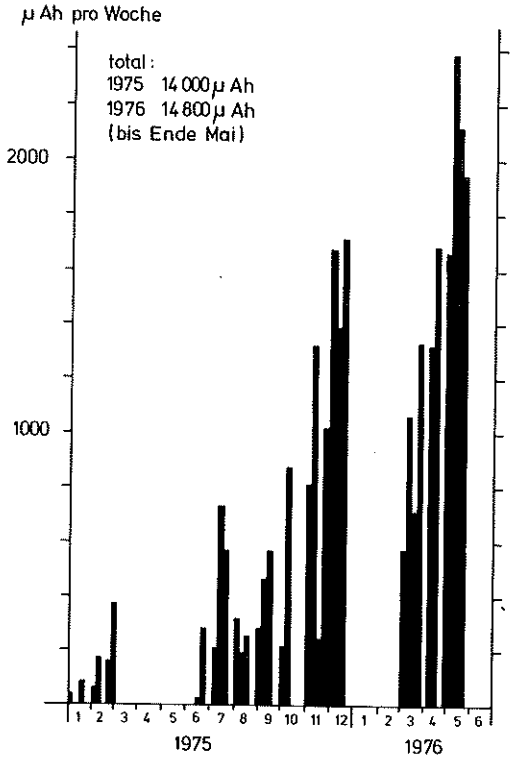
Das Schweizerische Institut für Nuklearforschung (SIN), nur

+) Gruppe Strahlungsüberwachung, Schweizerisches Institut für Nuklearforschung, Villigen

durch den Aare-Fluss vom Eidg. Institut für Reaktorforschung (EIR) getrennt, betreibt eine zweistufige Beschleunigeranlage bestehend aus

- einem Isochronzyklotron, das, als Injektor für den Hauptbeschleuniger verwendet, Protonen auf 72 MeV beschleunigt, das aber auch als eigenständiger Beschleuniger für Protonen und leichte Kerne mit variabler Energie benutzt wird, und
- einem vom SIN selbst entwickelten Ring-Isochronzyklotron zur Weiterbeschleunigung der Protonen auf 590 MeV, die für die Produktion von Pionen besonders günstig sind.

Seit dem Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Anlage durch die erstmalige Pionen-Produktion Ende Februar 1974 wurde das Strahlführungssystem schrittweise erweitert und verbessert.



Im letzten Dezember konnte dann erstmals während längerer Zeit mit einer Strahlstromstärke von 50 μA auf das dicke π-Produktionstarget geschossen werden.

Abb. 1 zeigt die Entwicklung der Hochenergie-Strahlproduktion seit Januar 1975.

Von den im letzten Jahr auf Strahlenbelastung überwachten 545 Personen sind 240 auswärtige Experimentatoren gewesen. Ihre Forschungsprogramme enthalten Arbeiten in Elementarteilchen- und Kernphysik sowie den Anwendungsgebieten Festkörperphysik, Chemie, Biologie und Medizin (Isotopenproduktion, Pionentherapie zur Krebsbekämpfung).

3. Die Aktivierung der Beschleuniger- und Strahlführungskomponenten

Die oben erwähnte erfolgreiche Produktionsperiode Ende 1975 ging natürlich nicht vorbei, ohne ihre Spuren zu hinterlassen.

So wies z.B. die Eintrittskante des Injektor-Septums, der Ort mit dem grössten Strahlverlust-Anteil, noch 20 Tage nach Abschalten der Maschine eine Oberflächen-γ-Dosisleistung von einigen kR/h auf. Die an den Extraktionselementen des Ringzyklotrons gemessenen Dosisleistungen lagen hingegen, dank der wesentlich besseren Extraktionsrate von ca. 95 % und dem Umstand, dass hochenergetische Hadronen-Strahlung Volumenaktivierung erzeugt, durchwegs um mehr als eine Grössenordnung unter den am Injektor gemessenen Höchstwerten.

Der Raumuntergrund in beiden Beschleunigerbunkern betrug kurz nach Abschalten der Anlage, je nach Standort 10 - 100 mR/h. Das Kurzzeit-Verhalten beider Dosisleistungen aber war recht unterschiedlich, wie aus Abb. 2 ersichtlich ist.

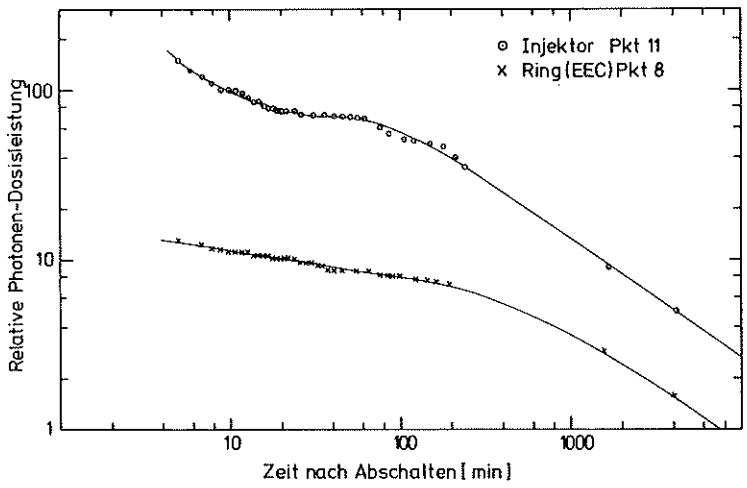


Abb. 2 zeigt das typische Kurzzeit-Verhalten der Dosisleistung in den beiden Beschleunigerbunkern nach einem üblichen Wochenbetrieb.

Während sich im Ringbunker die Dosisleistung innerhalb der ersten zwei Stunden nicht wesentlich ändert, kann man durch Abwarten von nur 20 Min. die Dosisbelastung des Montagepersonals für sehr kurze Arbeiten am Injektor beinahe auf die Hälfte reduzieren.

Ein wichtiges Instrument in der Einsatzplanung bei Stillstandsarbeiten bilden Langzeit-Abklingkurven. Anfangs 1976 haben wir entlang dem ganzen Strahlführungssystem zahlreiche Dosisleistungsmessungen in 3 cm ab Oberfläche der Vakuumkammer durchgeführt. Zwei Messreihen sind in den Abb. 3 und 4 wiedergegeben. Die auf Kaskade-Rechnungen beruhenden Aktivierungskurven (danger parameter) für eine Bestrahlungszeit von 30 Tagen der am Messort dominierenden Elemente resp. deren Superposition sind zum Vergleich ebenfalls eingezeichnet.

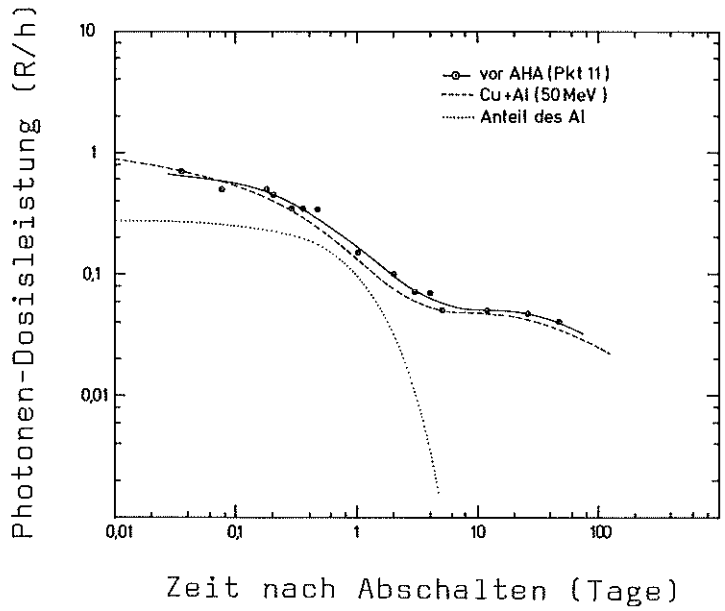


Abb. 3 zeigt drei Abkühlkurven: eine von Hand an die Messpunkte angepasste Kurve, eine an die Messpunktkurve angeglichene Superposition der beiden, nach der Monte-Carlo-Methode berechneten Aktivierungskurven von Kupfer und Aluminium sowie die Kurve, die den Teilbeitrag von Aluminium zur Superposition darstellt. Den Berechnungen liegt eine Bestrahlungszeit von 30 Tagen zugrunde.

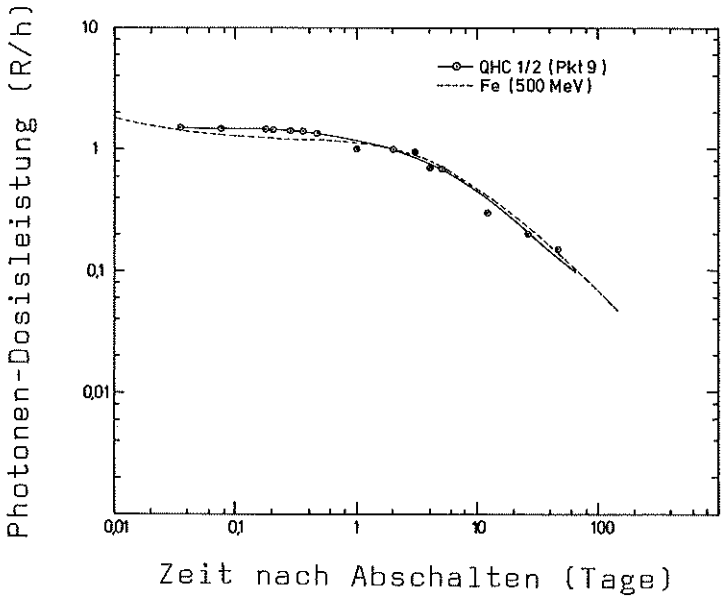


Abb. 4: Die für eine Bestrahlungszeit von 30 Tagen berechnete Abkühlkurve des Eisens ist an die Messpunktkurve angepasst.

Die Abnahme der Dosisleistung am Messort "AHA" (Abb. 3) auf ca. 10 % des Anfangswertes innerhalb der ersten 4 Tage nach Abschalten des Beschleunigers ist auf den starken Einfluss der Al-Vakuumkammer zurückzuführen. Am Messort QHC 1/2 (Abb. 4) besteht das Vakuumrohr aus rostfreiem Stahl. Hier ist eine Dosiseinsparung infolge Herausschieben des Arbeitsbeginns wesentlich geringer. Die den Rechnungen zugrunde gelegte Bestrahlungszeit von 30 Tagen ist aufgrund der Strahlproduktion gemäss Abb. 1 gerechtfertigt, was auch durch die gute Anpassung der gerechneten Kurven an die Messwerte bestätigt wird.

4. Die Dosisbelastung des Personals

Tabelle 1 zeigt die Dosisverteilung am SIN im letzten Jahr aufgeteilt in die 4 SIN-internen Abteilungen und die Experimentatoren.

Verteilung der 1975 am SIN total akkumulierten Jahresdosis von 77,3 rem

		Anzahl Personen (in %)	prozentualer Anteil zur Gesamtdosis	mittlere Einzeldosis [mrem]	höchste Einzeldosis [mrem]
SIN intern	Beschleuniger	60 (11)	30	387	2445
	Exp. Einrichtungen	71 (13)	16	174	1715
	Technik	145 (27)	27	144	1245
	Stab + Administration	30 (5)	2	54	140
Experimentatoren (Gäste)		239 (44)	25	80	360

Die wesentlich höhere Dosisbelastung des Unterhalts- & Reparaturpersonals im Vergleich zum übrigen Personal (wie in der Einleitung erwähnt) zeigt sich deutlicher, wenn man die Gruppe besonders exponierter Personen betrachtet, die im letzten Jahr mehr als 500 mrem akkumuliert hatten. Die von dieser Minderheit (5,5 % der überwachten Personen) akkumulierte Gesamtdosis von 28 Mann-rem - d.i. 36 % der am SIN total akkumulierten Jahresdosis - verteilt sich zu 60 % auf Arbeiten am Injektor und zu je 20 % auf Arbeiten am Ringzyklotron und allgemeine Strahlenschutzkontrollen. Die höchste Einzeldosis von knapp 2,5 rem wurde im letzten Jahr bei Wartungsarbeiten am Injektor akkumuliert. Die sehr ungünstige Stellung des Injektors betreffend Dosisbelastung rührt nicht nur von den im Vergleich zum Ringzyklotron höheren Strahlverlusten her. Vielmehr muss die grössere Reparaturanfälligkeit und der Umstand dafür verantwortlich gemacht werden, dass für Arbeiten am Injektor zur Zeit weder Handhabungshilfen noch lokale Schutzeinrichtungen zur Verfügung stehen.

5. Massnahmen zur Reduktion der Dosisbelastung des Wartungspersonals

Sowohl in organisatorischer als auch in technischer Hinsicht sind im Verlaufe des letzen Jahres Massnahmen ergriffen worden, die zu einem merklichen Rückgang der Arbeitsdosen geführt haben. Die technischen Massnahmen zur Verbesserung der Servicefreundlichkeit der Anlage wurden vorwiegend am Ringzyklotron durchgeführt.

Die bei einem Hochstrombeschleuniger leider kaum zu vermeidenden hohen Dosisleistungen machen fernbedienbare Ausbauvorrichtungen für die "heissesten" Komponenten absolut notwendig, will man das Unterhalts- und Reparaturpersonal nicht unnötig hoher Strahlenbelastung aussetzen. Die Ringextraktionselemente sind deshalb so konzipiert worden, dass jedes für sich, mit Rädern versehen auf einem Schienensystem als "Schublade" radial in die Vakuumkammer der Ringmaschine eingeschoben werden kann. Die Verschraubungen und Anschlüsse sind bis zur Aussenseite einer Marmorabschirmung verlängert und können somit frei zugänglich von aussen bedient werden (Abb. 5). Wegen seiner geringen Eigenaktivierung in einem hochenergetischen Neutronenfluss haben wir Marmor als Abschirmungsmaterial gewählt.

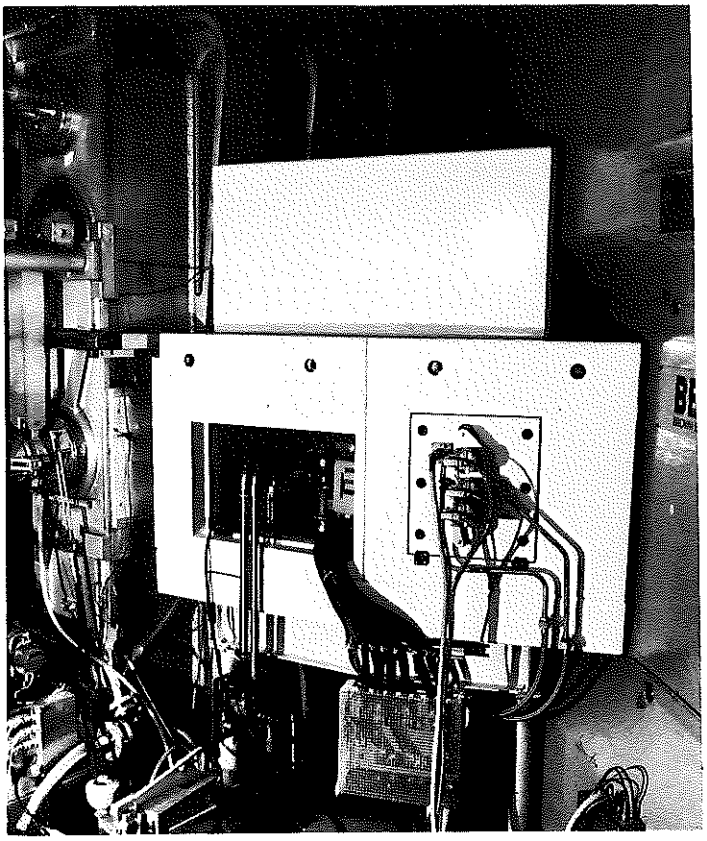


Abb. 5 zeigt eine Lokalabschirmung mit eingefahrenem Kollimator, jedoch noch ohne Abschirmstein für den Extraktionsmagneten. Die Antriebseinheit für den Kollimator ist aufsteckbar.

Für den Ausbau der Komponenten wird eine abgeschirmte Wechselflasche auf einem Abstützgestell derart in Position gebracht, dass die Schienen innerhalb

der Wechselflasche an das permanente Schienensystem der Lokalabschirmung anschliessen und so ein leichtes und rasches Einrollen der Komponenten in die Wechselflasche ermöglichen. Auf diese Weise bekommt das Servicepersonal die stark aktivierte Komponente erst in einer Hotzelle zu Gesicht.

Weitere Massnahmen im Hinblick auf eine Verminderung der Dosisbelastung des Wartungspersonals waren die systematisch durchgeführte Schulung des Personals in der Handhabung radioaktiver Stoffe und eine nach den Gesichtspunkten des Strahlenschutzes optimalere Gliederung des Beschleuniger-Betriebsprogrammes (geplante Servicetage nur noch nach Strahlperioden mit reduziertem Strahlstrom, aber auch weniger Servicetage, was zu einem unterbruchsärmeren Betrieb führte). Diese Massnahmen, zusammen mit den zwangsläufig verbesserten Maschinenkenntnissen des Servicepersonals (kürzere Arbeitszeiten), haben in diesem Jahr bereits sowohl die Höchstwerte in der Dosisverteilung zugunsten einer breiteren Basis abgebaut, als auch eine erfreuliche Senkung der relativen Dosisbelastung des Wartungspersonals bewirkt.

Hauptthema 2

UMGANG MIT RADIOAKTIVEN STOFFEN

Vogg, H.+)

VERWENDUNG OFFENER RADIOAKTIVER STOFFE IN DER TECHNIK

Summary: Three different examples for the application of radiotracers in technical processes are illustrated. Accurate safety considerations in connection with practical experience guarantee the feasability of investigations without any risk. Reliable cooperation between users and safety authorities is helpful.

Die Radionuklidtechnik ist eine für die Technik in vielen Bereichen heute unentbehrliche Untersuchungsmethode geworden. Die Anwendungen beschränken sich dabei keineswegs auf den Einsatz umschlossener Strahlenquellen (Füllstandsmessungen, Dickenbestimmungen, Feuchtigkeitsmessungen), in zunehmendem Maße spielt die Verwendung offener radioaktiver Stoffe als Leitisotope eine wichtige Rolle.
Aus der Arbeit des Laboratoriums für Isotopentechnik (LIT) der Gesellschaft für Kernforschung m. b. H. Karlsruhe soll dies anhand von 3 praktischen Beispielen verdeutlicht werden.

I. Praktische Beispiele

a) Drehrohrofenuntersuchungen

Für die Beurteilung des Rhenania-Phosphat-Produktionsablaufs in einem großtechnischen Drehrohrofen wurde gemeinsam mit einem Industriepartner durch radioaktive Stoßmarkierung an der Eintragsschnecke des Drehrohrofens das Bewegungsverhalten der Reaktionspartner Rohphosphat, Sand und Soda bzw. Natronlauge im Ofen untersucht |1|. Außerdem wurden die Prozeßwege des Fluors, das als Apatit Spurenbestandteil des Rohphosphats ist, verfolgt. Mit insgesamt 20 in Längsrichtung des Drehrohrs installierten Detektoren wurden aus den jewei-

---

+) Laboratorium für Isotopentechnik der Gesellschaft für Kernforschung m. b. H., Karlsruhe

ligen Verweilzeitverteilungskurven wichtige Informationen, wie z.B. Hinweise für die Prozeßoptimierung und bessere konstruktive Durchbildung des Reaktors, gewonnen.

b) Klärbeckenuntersuchungen

Mit Hilfe von Radiotracern wurde die Funktion kreisrunder Absetzbecken durch Verweilzeitversuche studiert |2|. Durch Markierung des Schmutzwassers am Einlaufkanal mit ^{24}Na und Messung der Wasserausbreitung von der Beckenmitte bis zum Rand mit insgesamt 10 Meßdetektoren gelang in Einzelfällen der Nachweis, daß nur bestimmte Anteile des Beckenvolumens am Sedimentationsprozeß beteiligt waren und Störungen in der Absetzbewegung vorlagen. Diese Erkenntnis hatte wichtige Rückwirkungen auf konstruktive Merkmale des Klärbeckens, wie z.B. die Wehrkonstruktion.

c) Motorverschleißmessungen

Die Dünnschichtaktivierung von Materialoberflächen mit geladenen Teilchen, beispielsweise eines Zyklotrons, gestattet es, hochempfindliche Verschleißmessungen an Motorbauteilen, z.B. einem Kolbenring, durchzuführen. Entweder wird die Abnahme der Aktivität am Verschleißteil unmittelbar gemessen, oder die Verschleißteilchenkonzentration wird in einem Umgebungsmedium, z.B. Öl, kontinuierlich durch Aktivitätsmessung verfolgt |3|. Außer der hohen Empfindlichkeit zeichnet sich dieses Verfahren besonders dadurch aus, daß relativ wenig Gesamtaktivität benötigt wird und deshalb Versuchsläufe auch auf Prüfständen der Industrie und im fahrenden Fahrzeug möglich sind.

II. Strahlenschutzbetrachtung

Die geschilderten praktischen Versuche bedürfen vor ihrer Realisierung einer eingehenden Sicherheitsbetrachtung, vor allem im Hinblick auf den Strahlenschutz. Wie dies im einzelnen geschieht, soll wiederum anhand der geschilderten Beispiele gezeigt werden.

a) Bei den Drehrohrofenuntersuchungen wurden in 10 g Markierungssubstanz je Versuch maximal 100 mCi ^{24}Na (T = 15 h) in den Prozeß eingegeben. Im Verlauf des Durchgangs durch den Ofen war eine Vermischung auf ca. 10 t Produkt zu erwarten. Der Produktstrom wurde an der Austragsseite des Ofens mit einem Aktivitätsmonitor überwacht und bei Aktivitätsanzeige in ein Sondersilo abgeleitet. Ca. 7 Tage nach Versuchsende wurde der Siloinhalt zur Weiterverwendung freigegeben.

Die entscheidenden Sicherheitsüberlegungen waren folgende:

Gleichverteilung von 100 mCi ^{24}Na in 10 t Produkt führt zu einer Aktivitätskonzentration von 10 nCi/g.

Es sollen Ungleichverteilungen der Aktivität bis zum Zehnfachen vorkommen (100 nCi/g).

2 nCi/g sind nach der 1. Strahlenschutzverordnung als Maximalwert zulässig; dieser Wert wird, ausgehend von 100 nCi/g, nach knapp 4 Tagen Abklingzeit erreicht.

Die tatsächliche Abklingzeit beträgt 7 Tage; dies entspricht einem Sicherheitsfaktor von 40.

b) Für die Klärbeckenuntersuchungen wurden insgesamt 2 Versuche im Abstand von 40 Stunden mit jeweils 100 mCi ^{24}Na durchgeführt. Das Klärbecken hatte ein Volumen von ca. 5000 m^3, ein nachgeschalteter Auffrischungsteich ein Volumen von $2 \cdot 10^6$ m^3. Von dort erfolgte bei einem Mengenstrom von 8500 m^3/h die Übergabe in einen Fluß.

Die Sicherheitsüberlegung war folgende: Von der Genehmigungsbehörde gefordert war bei Übergabe in den Fluß 1/10 MZK-Wert, d.h. eine maximale Konzentration von $3 \cdot 10^{-5}$ Ci/m^3. Eine mittlere Verweildauer im Teich war von Experten mit ca. 75 Stunden angegeben worden. In dieser Zeit klang die Aktivität auf 1,6 mCi ab. Unter der Annahme, daß diese Aktivität in einer Stunde bei einem Mengenstrom von 8500 m^3/h abgegeben wird, errechnet sich eine Konzentra-

tion von ungefähr $2 \cdot 10^{-7}$ Ci/m^3, d.h. gegenüber dem 1/10 MZK-Wert war noch ein Sicherheitsfaktor von $\sim 10^2$ zum Ausgleich möglicher Aktivitätsspitzen oder denkbarer kürzerer Verweilzeiten vorhanden.

c) Für einen bestimmten Verschleißversuch sei bei Versuchsbeginn eine Kolbenringaktivität von 11 mCi ^{51}Cr (T = 28 d) mit einer spezifischen Aktivität der Verschleißschicht von 56 µCi/µm gegeben.
Bei einem maximalen Verschleiß von 0,05 µm/h, einem Gesamtölvolumen von 10 l und einer Verwendungszeit des Öls von 50 Stunden ergibt sich eine Aktivitäts-Konzentration im Öl von $1{,}4 \cdot 10^{-2}$ µCi/cm^3. Obwohl dieser Wert unterhalb des ^{51}Cr MZK-Wertes in Wasser ($2 \cdot 10^{-2}$ µCi/cm^3) liegt, wird das Öl gesammelt und nach Karlsruhe zur Aufarbeitung oder zum weiteren Abklingen zurücktransportiert.
Maximal 10% der Verschleißrate gelangen unter Umständen ins Abgas. Bei einem Luftdurchsatz von 200 m^3/h bedeutet dies eine ^{51}Cr-Konzentration im Abgas von maximal $1{,}5 \cdot 10^{-9}$ µCi/cm^3. Der MZK-Wert für ^{51}Cr in Luft beträgt vergleichsweise dazu $8 \cdot 10^{-7}$ µCi/cm^3, liegt also fast um den Faktor 10^3 höher.

III. Bewertung im Hinblick auf künftige Versuche

Die vorgeführten Beispiele zeigen, daß sorgfältige Strahlenschutzüberlegungen in Verbindung mit gewissenhafter Versuchsplanung und -Durchführung zu einer sicheren und risikolosen Anwendung offener radioaktiver Stoffe führen. Wichtig ist, daß zwischen den Aufsichtsbehörden und den Versuchsverantwortlichen ein vertrauensvolles Verhältnis hergestellt wird und in der fachmännischen Beurteilung der Sicherheitsaspekte übereinstimmende Meinungen gebildet werden können.
Auch die 1. Strahlenschutzverordnung (§ 34, Absatz 3) geht in sinnvoller Weise von diesem Sachverhalt aus, indem sie keine starren Vorschriften vorschreibt, sondern in Einzelfällen Abweichungen z.B. von MZK-Werten, nach oben und nach unten, in die Verantwortlichkeit einer Genehmigungsbehörde legt.

Die Wichtigkeit der Wechselwirkung soll nochmals an einem Beispiel gezeigt werden: Durchgeführt werden soll ein einmaliger Versuch mit 100 mCi ^{24}Na in einem Industrieunternehmen mit Übergang der Aktivität ins Abwasser und Übergabe schließlich in ein öffentliches Gewässer, z.B. einen Fluß. Es stellt sich die Frage, welche maximale ^{24}Na-Aktivität bei der Einleitung in den Fluß gefordert werden muß. Zunächst ist man versucht, 1/10 MZK-Wert, d.h. $3 \cdot 10^{-5}$ Ci/m^3 ^{24}Na-Aktivität zu verlangen. Eine genauere Überlegung führt jedoch zu einem anderen Ergebnis. Nimmt man den extremen und kaum vorstellbaren Fall an, daß ein Mensch seinen 2-Liter-Wasserbedarf pro Tag durch Trinken dieses Flußwassers mit der enthaltenen ^{24}Na-Aktivität von $3 \cdot 10^{-5}$ Ci/m^3 deckt, so bedeutet dies eine Aktivitätszufuhr von 60 nCi. Nach dem Entwurf der 2. Strahlenschutzverordnung ist eine maximale Zufuhr ^{24}Na von 1300 nCi pro Jahr zulässig (Dosisbelastung 30 mrem). Für den geschilderten einmaligen Versuch würde also die Einhaltung des MZK-Wertes ausreichende Sicherheit bieten.

Strahlenschutz bei der Anwendung offener radioaktiver Stoffe in der Technik ist notwendig, Notwendig ist aber auch die Erkenntnis, daß Maßnahmen möglich sind, die eine sichere Verwendung garantieren. Niemand sollte daran zweifeln, daß die Minimierung von Strahlenrisiken, wie sie in der Nuklearmedizin bei der Anwendung offener radioaktiver Stoffe sogar im Menschen gelingt, in der Technik noch sehr viel leichter erreicht werden kann.

Literatur:

|1| Schmitz, J.: CIT 47 (1975) 316

|2| Merz, A., Lohmann, J.: Publikation in Vorbereitung, ref. v. Schulze-Pillot, G., in Lehr- und Handbuch der Abwassertechnik, Bd.III (1976) Wilhelm Ernst + Sohn, Berlin

|3| Gervé, A.: Kerntechnik 14 (1972) 204

Wachsmann, F.

RADIOAKTIVITÄT IN VERBRAUCHSGÜTERN

Summary: A report is given on the results of a study executed in the nine countries of the European Comunity on the amount of radionuclides used in consumer goods. Medium and long term risk evaluation for the users and the public for the different radionuclides has been done. Correct use of the radioactive consumer goods preasumed presently and up to the end of this century no significant danger appears neither for individuals nor for the public since the expected average of gonadal and whole body dose remains under 1 mrem/year. Suggestions are given to keep these doses small.

Ende 1973 wurde mir von der Direktion Gesundheitsschutz der Kommission der Europäischen Gemeinschaften der Auftrag erteilt, eine Studie über die Radioaktivität in Verbrauchsgütern anzufertigen. Diese sollte folgende Zielsetzungen umfassen:

a) Zusammenstellung der Verbrauchsgüter, die radioaktive Stoffe enthalten und der Öffentlichkeit in den neun Ländern der Gemeinschaft zugänglich gemacht werden;

b) mittel- und langfristige Prospektionsuntersuchung darüber, wie sich die Kumulierung von Strahlungen aus diesen Verbrauchsgütern für die Bevölkerung insgesamt auswirken könnte;

c) Vorschlag von Maßnahmen, um die Kumulierungsfolgen möglichst gering zu halten.

Bei der Durchführung der übernommenen Aufgabe kam mir zugute, daß ich 1963 eine ähnliche Untersuchung für die Bundesrepublik Deutschland im Auftrage des damaligen Atomministeriums durchgeführt hatte. Auf die damals erzielten Ergebnisse wird - sofern diese heute noch Gültigkeit besitzen - hier wiederholt zurückgegriffen.

Um die zur Durchführung der übernommenen Aufgabe erforderlichen Angaben zu erhalten, d.h. um die in den einzelnen Ländern der Gemeinschaft heute, in den vergangenen Jahren und in der Zukunft voraussichtlich verbrauchten Aktivitäten der in Ver-

---

Auswertungsstelle für Strahlendosimeter, Institut für Strahlenschutz, Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH München, 8042 Neuherberg

brauchsgütern benützten verschiedenen Radionuklide zu erfahren, wurden 3 verschiedene Fragebogen entworfen (Tabelle 1):

Tab. 1: Versandte Fragebogen

An Behörden:
1. Ein Nuklid - für verschiedene Zwecke verwendete Aktivitäten
2. Ein Verwendungszweck - nähere Angaben über die Verwendung
An Hersteller:
3. Angaben über die Herstellung

Diese Fragebogen wurden noch mit den in den einzelnen Ländern zuständigen Stellen besprochen. Schon bei zu diesem Zweck erfolgten Besuchen stellte sich heraus, daß die kompetenten Stellen in den einzelnen Ländern der Gemeinschaft bei allem guten Willen zur Zusammenarbeit nicht in der Lage waren, die gestellten Fragen bezüglich Art und Menge der in radioaktiven Verbrauchsgütern verwendeten Radionuklide auch nur angenähert vollständig zu beantworten. Eine Ausnahme hiervon mag vielleicht Großbritannien machen. Dort hatte man aber aus verständlichen Konkurrenzgründen Bedenken dagegen, das vertraulich erhaltene Material herauszugeben.

Was die Fragebogen anbetrifft sei hier noch bemerkt, daß der Fragebogen 3, der sich an die Hersteller von radioaktive Stoffe enthaltende Konsumgüter herstellende Industrie unmittelbar wendet, nur in der BRD verschickt wurde, hier aber auch nur unvollständig beantwortet wurde. Die aus ihm erhaltenen Informationen waren aber trotzdem in gewissen Fällen sehr wertvoll.

Als erstes - leider negatives - Ergebnis der Untersuchung ergab sich also, daß es z.Zt. nicht möglich ist, befriedigendes Material aus den Ländern der Gemeinschaft zu erhalten. Hierunter leidet, wie die folgenden Angaben zeigen, die Untersuchung. Für die Zukunft sollten genauere Aufzeichnungen und zwar möglichst in allen Ländern nach einheitlichen Gesichtspunkten geordnet angestrebt werden. In einigen Ländern z.B. der BRD sind gute Ansätze hierfür vorhanden.

Erhebungen wurden für die in Tabelle 2 genannten Radionuklide angestellt. Die erhaltenen Ergebnisse können hier nicht alle wiedergegeben werden.

Tab. 2: Untersuchte Radionuklide

^{3}H	^{14}C	^{22}Na	^{24}Na
^{46}Sc	^{60}Co	^{63}Ni	^{85}Kr
^{133}Xe	^{147}Pm	^{210}Po	^{226}Ra
^{232}Th	^{238}U	^{241}Am	

Interessenten müssen auf den Originalbericht, der in Kürze als EURATOM-Bericht erscheinen soll, verwiesen werden. Hier sollen als Beispiel nur die drei typischen Radionuklide ^{3}H, ^{60}Co und ^{238}U näher behandelt werden:

Bei Tritium - einem Radionuklid, das bekanntlich besonders zum Anregen von Leuchtfarben sehr viel verwendet wird, ergeben sich die in Tabelle 3 dargestellten Verhältnisse. Sie sind typisch für alle Radionuklide. Die erhaltenen Angaben sind nicht nur sehr lückenhaft, sondern z.T. wenigstens auch unzuverlässig und unglaubhaft.

Bild 1 zeigt für dieses Radionuklid die Entwicklung der Einfuhr in die BRD. Es besitzt leicht steigende Tendenz. Aus den anderen Ländern liegen keine zeitlich differenzierten Meldungen vor.

Tabelle 4 zeigt die je einzelnes Verbrauchsgut errechneten Aktivitäten. Diese weichen von den Zahlen im ENEA-Bericht aus dem Jahr 1970 z.T. ab, d.h. sie zeigen meist eine fallende Tendenz.

Von ^{60}Co wurde 1973 nach Deutschland (außer den Großquellen für die Medizin) 164, nach Frankreich (nur für Chromatographen!) 0,79 und nach Italien 0,06 Ci eingeführt. Auch diese Zahlen sind unkoordinierbar und lassen zuverlässige Schlüsse nicht zu.

Tab. 3: Verwendung von Tritium ^3H

Verwendungszweck	D 1962	D	B	DK	F 1973	GB	IRL	I	L	NL
Uhren	10 kCi	14,8 kCi	keine Angaben	nicht registr.	19 kCi	keine Angaben		?		
Instrumente		(1,5 kCi)		nicht registr.				?		
Mini- oder Betalight		~10 kCi		500 Ci	12 kCi			?		
Chromatographen		(10 Ci)		500 mCi	500 Ci			5 Ci	3 Ci	
Geräte zur Verhinderung elektrischer Aufladungen		(~0)		verboten				2 Ci		
Schwimmer (Fischfang)		(~0)		verboten						
Zusammen	~10 kCi	26,3 kCi		?	1) 31 kCi			2) 7 Ci		

1) Export 29 kCi (?) 2) Wert sicher viel zu klein!

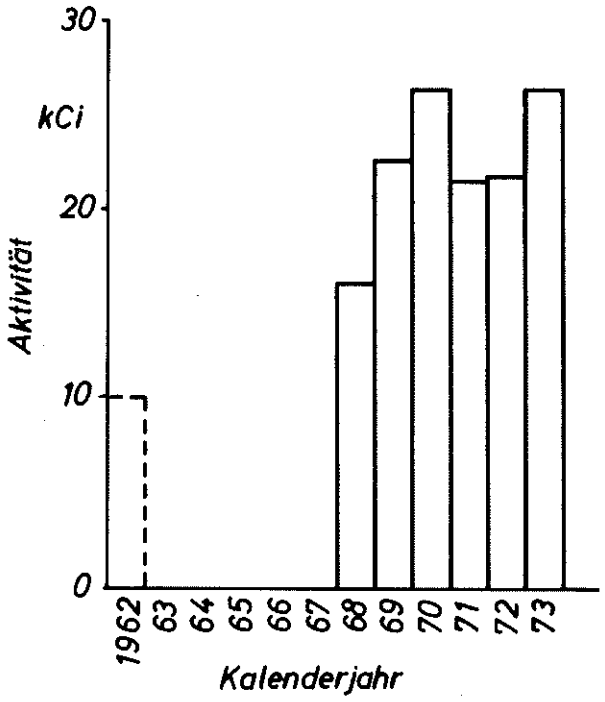


Bild 1: Einfuhr von ^{3}H in die BRD

Tab. 4: Radioaktivität ^{3}H/Stück

Verbrauchsgut	max.zugel.	E N E A (1970)	H e u t e (1973)
Uhren	7,5 mCi	5-25 mCi	2-5 mCi
Instrumente		10 mCi	?
Minilights		2-25 mCi	1-6 Ci
Chromatograph		250 mCi	50-250 mCi
Geräte zur Verhinderung el. Aufladungen		1 mCi	?
Schwimmer (Fischfang)		3-4 mCi	angeblich bis 1 Ci
Entladungsableiter		-	0,5 mCi

Über ^{60}Co kann lediglich ausgesagt werden, daß von den deutschen Stahlherstellern eine steigende Tendenz in der Verwendung dieses Nuklids zur Kontrolle des Abriebes von Hochofenverkleidungen angenommen wird. Diesem Verwendungszweck fließen aber höchstens nur 10 % des insgesamt eingeführten ^{60}Co zu (Bild 2).

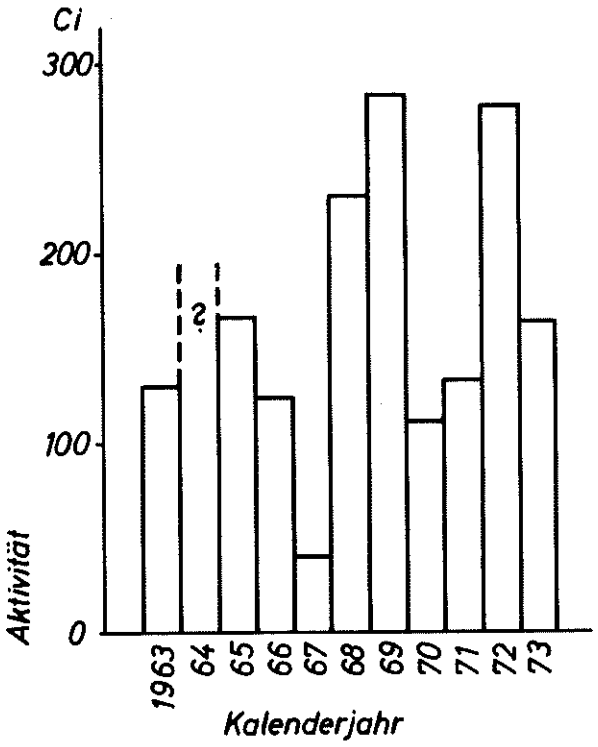


Bild 2: Verwendung von ^{60}Co in der BRD

Rechnet man im übrigen nach, wieviel Aktivität sich pro Tonne erzeugten Stahl ergibt, so erhält man einen Mittelwert von 0,24 µCi. Vom Atomic Energy Establishment in Harwell wurde dagegen ein Wert von 0,34 mCi - also das 1000fache - als zulässig erachtet. Die Tendenz der Verwendung von ^{60}Co im ganzen ist im übrigen - wenigstens in Deutschland - weitgehend stabil.

Etwas anders stellt sich das Bild von ^{238}Uran dar - sicher eines der "gefährlichsten" in Verbrauchsgütern verwendeten Radionuklide. Nicht nur daß seine Verwendung z.B. zur Herstellung von Glasuren von Haushaltgeschirr und -glas ein erhöhtes Inkorporationsrisiko bedeutet: Auch die verwendeten Mengen sind relativ groß (Tab. 5). Dazu kommt seine lange Halbwertzeit!

Leider waren auch über die Verwendung von ^{238}U nur sehr lückenhafte Zahlenangaben zu erhalten. Auch diese sind aber aufschlußreich. So scheint in Deutschland - abgesehen von der Porzellanindustrie - eine steigende Tendenz der Verwendung zu bestehen. Auch bei diesem Radionuklid ist die Unsicherheit der erhaltenen Angaben klar erkennbar. Wissen wir doch aus der deutschen Exportstatistik, daß 1973 eine Aktivität von etwa 2,5 Ci in Form von U_3O_8 zur Herstellung von Farben nach Italien

Tab. 5: Verwendung von ^{238}Uran

Verwendungszweck	D 1962	D	B	DK	F	GB	L	IRL	I	NL
		1973								
Porzellanindustrie	0,4 Ci[1]	0,5 Ci[2]		-					0,1 Ci[5]	
Glasindustrie	40 mCi			160 mCi[4]						
Gegengewichte		4,5 Ci		150 mCi						
Kunstzähne										
Total	0,44 Ci	(31 t)[3] 5,0 Ci		?						

1. Geschätzt
2. Verbrauch des größten Herstellers
3. Berechnet aus Einfuhr (46 t) minus Ausfuhr (Italien 17 t)
4. Verbrauch 1970 - 71 (1973 eingestellt)
5. Wert unglaubhaft klein (siehe 3)

ausgeführt wurde, während uns von dort für diesen Verwendungszweck eine Aktivität von 0,1 Ci angegeben wurde!

Soweit die Beispiele. Sollte noch für andere Radionuklide Interesse bestehen, bitte ich im EURATOM-Bericht nachzulesen oder im Anschluß an meinen Vortrag Fragen zu stellen.

Risikobetrachtungen über die Gefahren anzustellen, die sich bei der Benützung radioaktiver Verbrauchsgüter für den Benützer und die Allgemeinheit ergeben, ist grundsätzlich sehr schwer und aus den vorhandenen unvollständigen Zahlenangaben quantitative Aussagen zu machen unmöglich. Ich möchte hier nur allgemein festhalten, daß grundsätzlich zwischen den in Tab.6 aufgezählten Gefahrenarten unterschieden werden muß.

Tab. 6: Risikobetrachtungen

Einzelpersonen	Allgemeinheit
Normaler Gebrauch	Beim Gebrauch
Mißbräuchlicher Gebrauch	Nach Einschrottung
Lagerung	

Trotz dieser Schwierigkeiten habe ich in meinem Bericht versucht, bei jedem einzelnen Radionuklid und bei jedem einzelnen Verwendungszweck auch etwas über die Gefährlichkeit der Anwendung zu sagen. Hier über diese Frage Einzelheiten zu berichten, reicht die Zeit nicht aus. Ich kann nur allgemein sagen, daß die Verwendung radioaktiver Verbrauchsgüter in der Regel sowohl für die Benützer als auch für die Allgemeinheit keine nennenswerte Erhöhung der Strahlenbelastung darstellt. Die im Durchschnitt je Kopf der Bevölkerung sich aus der Benützung radioaktiver Verbrauchsgüter ergebende Strahlenbelastung dürfte nach diesen Abschätzungen in den Ländern der Gemeinschaft z.Zt. und auch bis zum Jahr 2000 1 mrem/a kaum überschreiten. Diese Zahl stimmt mit den Angaben im BEIR-Report etwa überein, in dem Zahlen zwischen 1,1 und 2,6 mrem/a - Radiopharmaka nicht eingeschlossen - genannt werden.

Bei gewissen Personen- und Bevölkerungsgruppen können diese Zahlen auch höher liegen, wobei zur Kontamination unseres Le-

bensraumes natürlich vor allem die drei langlebigen Radionuklide Radium, Thorium und Uran beitragen. Einen Versuch, die von diesen 3 Nukliden stammende Dosis abzuschätzen, zeigt Tab. 7.

Tab. 7: Erhöhung der Bodenaktivität in 100 Jahren

Nuklid	Verbrauch Ci/a	Akkumulierung 100 a-100 m^2 µCi	Natürl. Gehalt µCi/100 m^2	Erhöhung %	mR/a
^{226}Ra	5	8	80	10	2
^{232}Th	0,5	1	22	5	0,5
^{238}U	0,5	1	20	5	0,5
				Total:	3

Eine gesonderte Betrachtung erfordern ohne Zweifel die - eigentlich nicht zum behandelten Thema gehörenden - Radiopharmaka. Ihre wachsende Verwendung läßt nach amerikanischen Schätzungen, die mit solchen aus Deutschland gut übereinstimmen, heute (1973) bereits eine Jahresdosis von 0,2 bis 0,5 mrem wahrscheinlich erscheinen, die sich bis zum Jahre 2000 aber um den Faktor 10 - 20 vergrößern dürfte!

An dieser Stelle soll noch darauf hingewiesen werden, daß die in diesem Bericht nicht untersuchte Frage des Einflusses der Radioaktivität in Baustoffen - letzten Endes auch ein "man made radiation source" - sicher größeren Einfluß auf die Dosisbelastung von Einzelpersonen und der Allgemeinheit besitzt als alle Verbrauchsgüter zusammengenommen. Zu dieser Frage seien hier nur 3 Diapositive gezeigt, die anläßlich einer kürzlich vom deutschen Innenministerium in Auftrag gegebenen Untersuchung gewonnen wurden. Nicht vergessen dürfte schließlich auch noch die Untersuchung des Einflusses der wachsenden Verwendung von Phosphatdünger auf die Strahlenbelastung werden.

Und nun zu den Anregungen zur Kleinhaltung des aus der Verwendung von radioaktiven Verbrauchsgütern sich ergebenden Strahlenrisikos. Diese Anregungen müßten einzeln für jedes Radionuklid und jeden Verwendungszweck getrennt gegeben werden, was hier natürlich unmöglich ist. Deshalb seien hier nur die wich-

tigsten grundsätzlichen Möglichkeiten zur Erreichung dieses Zieles genannt, die in Tabelle 8 schlagwortartig aufgezählt sind.

Tab. 8: Empfehlungen

1. Grundsatz: "As low as possible" (Morgan)
2. Anwendung: Nur wo echter Vorteil
3. Sichere Form (Bauartprüfung)
4. Unnötiges mit hoher Aktivität verbieten
5. Bessere Aufzeichnungen (Kontrolle)

Im Bericht über die durchgeführte Studie sind noch einige weitere Möglichkeiten aufgezählt und Anregungen gegeben.

Sauermann, P.F.[+)], Friedrich, W.[+)]

STRAHLENSCHUTZ-PROBLEME BEI DER ERZEUGUNG UND VERARBEITUNG KURZLEBIGER RADIONUKLIDE

Summary: In production and separation of short-lived radionuclides high activities are involved. Consequently, high doses to workers are to be expected, mainly to the hands and the forearms. In this paper some of the health physics problems associated with the operation of a compact cyclotron and the handling of short-lived radionuclides are discussed, particularly activation of air and target material, shielding of fast neutrons and external doses to workers.

Einleitung

Die Anwendung kurzlebiger Radionuklide zur nuklearmedizinischen Diagnostik wird in naher Zukunft einen großen Aufschwung nehmen(1). Kompakt-Zyklotrons zur Erzeugung dieser Nuklide werden zur Zeit an verschiedenen Stellen in Westeuropa errichtet oder geplant(1). Daher ist es zweckmäßig, rechtzeitig auf die beim Betrieb von Kompakt-Zyklotrons und der Verarbeitung medizinisch relevanter kurzlebiger Radionuklide auftretenden Strahlenschutz-Probleme hinzuweisen. Von den in Tabelle 1 aufgeführten Problemen können jedoch im Rahmen dieses Kurzreferates nur einige behandelt werden.

Aktivierung der Raumluft

Beim Betrieb des Kompakt-Zyklotrons wird die Luft der Bestrahlungsräume durch Neutronen aktiviert.

Beim vorzeitigen Betreten dieser Räume werden daher Personen einer äußeren Bestrahlung durch radioaktive Gase (^{13}N, ^{16}N, ^{19}O, ^{41}Ar) und einer Inkorporation durch radioaktive Aerosole (^{37}S, ^{39}Cl, ^{40}Cl) ausgesetzt. Darüberhinaus tragen diese radioaktiven Gase und Aerosole nach Abgabe mit der Abluft zur Strahlenbelastung von Personen in der Umgebung des Beschleunigers bei. Am Kompakt-Zyklotron CV-28 werden in Raum- und Abluft Brutto-Konzentrationswerte kurzlebiger Radionuklide von 10^{-6} bis 10^{-7} $\mu Ci/cm^3$ erwartet(2). Da der Hauptanteil aus ^{16}N ($T_{1/2}$ = 7.35 s) besteht (Tabelle 2), kann davon ausgegangen werden, daß die Sättigungsaktivitätskonzentration

$$a_{si} = \frac{3\cdot 10^{-4}}{4\pi\cdot 3.7}\cdot\frac{S_{ni}}{R^2}\cdot\frac{\lambda_i}{\lambda_i+\frac{\dot{V}}{V}}\cdot\Sigma_{ai}$$

fast immer erreicht wird.

(S_{ni} s^{-1}: Neutronen-Quellstärke für die Erzeugung des i-ten Nuklides; λ_i h^{-1}: Zerfallskonstante; V m^3: Raumvolumen; $\dot{V}$ $m^3\cdot h^{-1}$: Abluftvolumen; R m Halbmesser des Raumes [Kugelmodell]; Σ_{ai} cm^{-1}: makroskopischer Wirkungsquerschnitt).

+) Institut für Chemie der Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Strahlenschutzgruppe

Aus obiger Gleichung ist ersichtlich, daß eine Erhöhung der Luftwechselzahl $\dot{V}/V$ bei Kompakt-Zyklotrons keine wesentliche Verringerung der Aktivitätskonzentration zur Folge hat.
Im Falle unseres CV-28 würde beispielsweise eine Erhöhung der Luftwechselzahl von 10 auf 30 nur eine Reduzierung der Brutto-Aktivitätskonzentration von $2.6 \cdot 10^{-7}$ µCi/cm^3 auf $2.3 \cdot 10^{-7}$ µCi/cm^3 bewirken.

Abschirmung der schnellen Neutronen

Eine unzureichende Auslegung der Abschirmungen an einem Kompakt-Zyklotron kann zu Dosisüberschreitungen innerhalb des Kontrollbereiches und in der Umgebung führen. Die Auslegung dieser Abschirmungen hängt vor allem von der Art der verwendeten Targets, den vorkommenden Teilchenarten sowie den erreichbaren Teilchenenergien und Stromstärken ab. Über die hierbei auftretenden Probleme haben wir bereits an anderer Stelle berichtet[4]. Da bisher nur wenige gemessene Abschirmungsdaten vorliegen, ist am Kompakt-Zyklotron CV-28 der KFA eine spezielle "Versuchseinrichtung zur Ermittlung von Neutronenspektren und Schwächungsfaktoren" vorgesehen. Diese Versuchseinrichtung wird es ermöglichen, erstmals Abschirmparameter zur Berechnung der Abschirmungen von Kompakt-Zyklotrons experimentell zu bestimmen. Die Versuchseinrichtung ist in [5] eingehend beschrieben.

Externe Dosis durch aktivierte Targets

Das am Ende des Strahlrohres angeflanschte externe Target wird durch geladene Teilchen und Sekundärneutronen aktiviert und stellt daher eine isotrop strahlende β/γ-Punktquelle dar, die bei vorzeitigem Betreten des Bestrahlungsraumes zu einer unnötigen externen Ganzkörperdosis führen kann.
Die Targets bestehen aus dem konstruktiven Teil und dem Nutztarget. Sie sind so ausgelegt, daß bei gut fokussiertem Teilchenstrahl die gesamte Teilchenenergie im Target-Material (Gas, Flüssigkeit, Festkörper) absorbiert wird. Die Konstruktionsmaterialien der Targets (meist Aluminium) können daher im Normalfall durch geladene Teilchen (insbesondere durch Sekundärteilchen aus (p,α)- und (α,p)-Prozessen) nur geringfügig aktiviert werden. Nimmt man jedoch, um die obere Grenze der in Targetnähe zu erwartenden Dosisleistung abzustecken, den ungünstigsten Fall an, in dem die gesamte Teilchenenergie an die Aluminium-Wand des Targets abgegeben wird, so zeigt eine Abschätzung, daß die Dosisleistung in Targetnähe bei Bestrahlungsende hohe Werte annhmen kann, die jedoch sehr schnell abklingen, da es sich fast ausschließlich um Minutenaktivitäten handelt.
Tabelle 3 zeigt die Ergebnisse einer derartigen Abschätzung für Deuteronen bzw. α-Teilchen bei den maximalen Teilchenenergien und Strahlstromstärken des Kompakt-Zyklotrons CV-28. Hierbei wurden die in [3] angegebenen Wirkungsquerschnitte verwendet.
Eine Abschätzung der Dosisleistung des durch Sekundärneutronen aktivierten Alu-

minium-Targets nach einer Bestrahlungsdauer von einer Stunde ist in Tabelle 4 enthalten. Auch hier wurden Wirkungsquerschnitte nach [3] verwendet.

Externe Dosis bei der Verarbeitung der Nutztargets

Bei der radiochemischen Aufarbeitung der Nutztargets zu nuklearmedizinisch verwendbaren Radionukliden läßt sich "Handarbeit" nicht immer vermeiden. Daher stellt die externe Bestrahlung der Hände die kritische Belastungsart beim Umgang mit diesen kurzlebigen Radionukliden dar. Handdosisüberschreitungen (Überschreitung der 13-Wochendosis von 15 rem für Finger, Hände und Unterarme) sind nicht immer auszuschließen.

In Tabelle 5 sind für einige typische Nuklide und Aktivitäten die γ-Dosisleistungen in 10 cm Abstand eingetragen. Insbesondere bei den Radionukliden mit Halbwertzeiten im Minutenbereich sind die Dosisleistungen enorm hoch. Daher überrascht es nicht, daß die bei einer Aufarbeitung erhaltenen Handdosen hohe Werte erreichen können, wie aus Spalte 4 der Tabelle 6 hervorgeht[6,7]. Je nach dem strahlenschutztechnischen Aufwand, der Erfahrung und Geschicktheit des Experimentators schwanken die individuellen Handdosiswerte stark. Unsere eigenen Erfahrungen beschränken sich bislang auf den Umgang mit ^{11}C und ^{123}J. Die von uns mit Thermoluminiszenz-Dosimetern gemessenen Handdosiswerte lagen, in guter Übereinstimmung mit den entsprechenden Werten der Tabelle 7, bei ^{11}C zwischen 4 und 20 mrem/mCi (Mittelwert: 10 mrem/mCi) und bei ^{123}J zwischen 10 und 30 mrem/mCi (Mittelwert: 23 mrem/mCi). Die gleichzeitig gemessene Ganzkörperdosis lag zwischen 0.3 und 1.0 mrem/mCi.

Literatur

(1) Stöcklin, G.: "The Role of Nuclear Chemistry in Nuclear Medicine in Europe", Centennial Meeting of the ACS, New York, April 1976

(2) Friedrich, W. u.a.: Proc. 8. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Helgoland, Sept. 1974

(3) Qaim, S.M.: Interner Bericht, KFA Jülich, April 1976

(4) Sauermann, P.F.: Jül-751-PC, April 1971

(5) Sauermann, P.F.: Interner Bericht, KFA Jülich, Dezember 1975

(6) Autoren-Kollektiv, Radiochemistry Section MRC Cyclotron Unit. Hammersmith Hospital, Dezember 1974

(7) Parnell, C.J.: Pers. Mitteilung, März 1976

Tätigkeit Bereich Personen-kreis	Strahlenschutzproblem		
	Kontroll-bereich	Personen	Umwelt
Erzeugung Zyklotron Bestrahlungs techniker	Luft-Aktivität Target-Aktivität Kontamination Neutronen	Inkorporation Externe Dosis Inkorporation Externe Dosis	Abluft-Kontamination Kontamination Externe Strahlung
Verarbeitung Radionuklid-labor Chemiker	Target-Aktivität Kontamination	Externe Dosis Inkorporation	Kontamination

KFA

Strahlenschutz-Probleme bei der Erzeugung und Verarbeitung kurzlebiger Radionuklide — 1 Tabelle

Target-kern	Partial-dichte $g \cdot cm^{-3}$	Reaktion	Radio-nuklid	Wirkungs-querschnitt $\Sigma\ cm^{-1}$	Energ. Ber. MeV	S_n s^{-1}	Zerf. konst. te $\lambda\ h^{-1}$	A' $\mu Ci/cm^3$	A mCi/W
^{14}N	$8.96 \cdot 10^{-4}$	(n,2n)	^{13}N	$1.94 \cdot 10^{-7}$	10-16	$1.5 \cdot 10^{11}$	4.15	$3.0 \cdot 10^{-8}$	17.6
^{16}O	$2.75 \cdot 10^{-4}$	(n,p)	^{16}N	$4.12 \cdot 10^{-7}$	10-16	$1.5 \cdot 10^{11}$	337	$2.2 \cdot 10^{-7}$	64.4+
^{18}O	$4.90 \cdot 10^{-7}$	(n,γ)	^{19}O	$2.70 \cdot 10^{-9}$	th	$1.5 \cdot 10^{11}$	85.7	$1.4 \cdot 10^{-9}$	0.819
^{40}Ar	$1.52 \cdot 10^{-5}$	(n,α)	^{37}S	$1.14 \cdot 10^{-9}$ $5.49 \cdot 10^{-9}$	5-9 14.7	$1.5 \cdot 10^{12}$ $1.5 \cdot 10^{11}$	8.31	$4.0 \cdot 10^{-9}$	2.340
^{40}Ar	$1.52 \cdot 10^{-5}$	(n,np) (n,d)	^{39}Cl	$6.60 \cdot 10^{-10}$	14.7	$1.5 \cdot 10^{11}$	0.742	$2.4 \cdot 10^{-11}$	0.014
^{40}Ar	$1.52 \cdot 10^{-5}$	(n,p)	^{40}Cl	$5.70 \cdot 10^{-9}$	14.7	$1.5 \cdot 10^{11}$	29.6	$2.2 \cdot 10^{-9}$	1.287
^{40}Ar	$1.52 \cdot 10^{-5}$	(n_{th},γ)	^{41}Ar	$1.40 \cdot 10^{-7}$	th	$3.0 \cdot 10^{11}$	0.375	$5.2 \cdot 10^{-9}$	3.042
							Summe	$2.6 \cdot 10^{-7}$	92.544

+Es wurde angenommen, daß die Verweilzeit des Gases in der Abluftleitung etwa einer Halbwertzeit (7.35 s) entspricht.

KFA

Aktivierung von Raum- und Abluft am Kompakt-Zyklotron
Nuklidspezifische Daten, Sättigungskonzentration A' und Wochenemission A[2].

Tabelle 2:

Reaktion	$T_{1/2}$	Dosisleistung mrem/h	
		Bestrahlungs-ende	1 h
$^{27}Al(d,p)^{28}Al$	2.3 min	4380	-
$^{27}Al(d,2p)^{27}Mg$	9.5 min	1114	14
$^{27}Al(d,\alpha p)^{24}Na$	15 h	311	297
	Summe	5805	311
$^{27}Al(\alpha,n)^{30}P$	2.5 min	1132	-
$^{27}Al(\alpha,2p)^{29}Al$	6.6 min	67	0.12
$^{27}Al(\alpha,2pn)^{28}Al$	2.3 min	56	-
$^{27}Al(\alpha,3pn)^{27}Mg$	9.5 min	1.4	0.02
$^{27}Al(d,\alpha 2pn)^{24}Na$	15 h	0.7	0.67
	Summe	1257	0.81

KFA	Target-Dosisleistung, Al-Target 1 m Abstand, 1 h Bestrahlung	3
		Tabelle

Reaktion	$T_{1/2}$	Dosisleistung mrem/h Bestrahlungs-ende	1 h
$^{27}Al(n,p)^{28}Al$	2.3 min	1.8	-
$^{27}Al(n,p)^{28}Mg$	7.5 min	82.0	0.32
$^{27}Al(n,a)^{24}Na$	15 h	10.0	9.7
	Summe	93.8	10.0

Aluminium-Target

1 h Bestrahlung

KFA	Target-Dosisleistung durch Neutronen-Aktivierung (1 m Abstand)	4 Tabelle

Radio-nuklid	$T_{1/2}$	typische Aktivität m Ci	Dosis-leistung mrem/h
^{11}C	20.3 min	20	1180
^{13}N	10.0 min	100	5900
^{18}F	1.8 h	10	570
^{43}K	22.4 h	4	226
^{52}Fe	8.2 h	1	41
^{62}Zn	9.3 h	10	223
^{77}Br	56.0 h	4	70
^{111}In	2.8 d	40	812
^{123}J	13.3 h	20	130
^{129}Cs	32.3 h	12	230

KFA

Dosisleistungen (0.1 m Abstand) einiger Nuklide

5

Tabelle

Radio-nuklid	$T_{1/2}$	typische Aktivität m Ci	Hand-dosis mrem	$\frac{mrem}{m\ Ci}$
^{11}C	20.3 min	20	400	20
^{13}N	10.0 min	100	600	6
^{18}F	1.8 h	10	50	5
^{43}K	22.4 h	4	140	35
^{52}Fe	8.2 h	1	130	130
^{62}Zn	9.3 h	10	150	15
^{77}Br	56.0 h	4	100	25
^{111}In	2.8 d	40	330	8
^{123}J	13.3 h	20	400	20
^{129}Cs	32.1 h	12	110	9

KFA	Handdosis beim Umgang mit kurzlebigen Radionukliden	6 Tabelle

Riccato[+], M. T., Dr.

RADIOAKTIV MARKIERTE SUBSTANZEN FÜR IN VIVO UND IN VITRO TESTE VON DER HERSTELLUNG BIS ZUR ANWENDUNG IN DER NUKLEARMEDIZIN

Summary: There are descripted the most important production steps and control tests applied to radioactive nuclides and radioactive labelled compounds, which are then used in the nuclear medicine.

Radiopharmaceutical products are subdivided in products for therapy, for in vivo and in vitro diagnostic tests.

Die Nuklearmedizin nimmt einen beträchtlichen Anteil unter den verschiedenen Gebieten ein, in denen radioaktive Nuklide angewandt werden.

Abbildung 1 gibt einen Überblick über die Anwendung radioaktiver Nuklide bzw. radioaktiv markierter Substanzen in der Nuklearmedizin.

Schwerpunkt dieses Berichtes ist die Beschreibung der Herstellung radioaktiver Präparate, die in der Diagnostik Anwendung finden. Bei der in vivo Diagnostik werden radioaktive Präparate dem Patienten verabreicht. Nach ihrer chemischen Zusammensetzung hat das markierte Produkt die Eigenschaft, von bestimmten Organen absorbiert zu werden (Lokalisationsdiagnostik) und durch seine zeitliche Abscheidung vom Körper, Angabe über die Funktion des Organs (Funktionsdiagnostik) zu liefern.

Bei der in vitro Diagnostik erfolgt die Untersuchung im "Reagenzglas". Zu diesem Gebiet gehört die Hormonbestimmung im Serum mit Hilfe der kompetitiven Proteinbindungsanalyse und der Radioimmunoassays.

[+]Abteilung Strahlenschutz, Firma Byk-Mallinckrodt, Dietzenbach

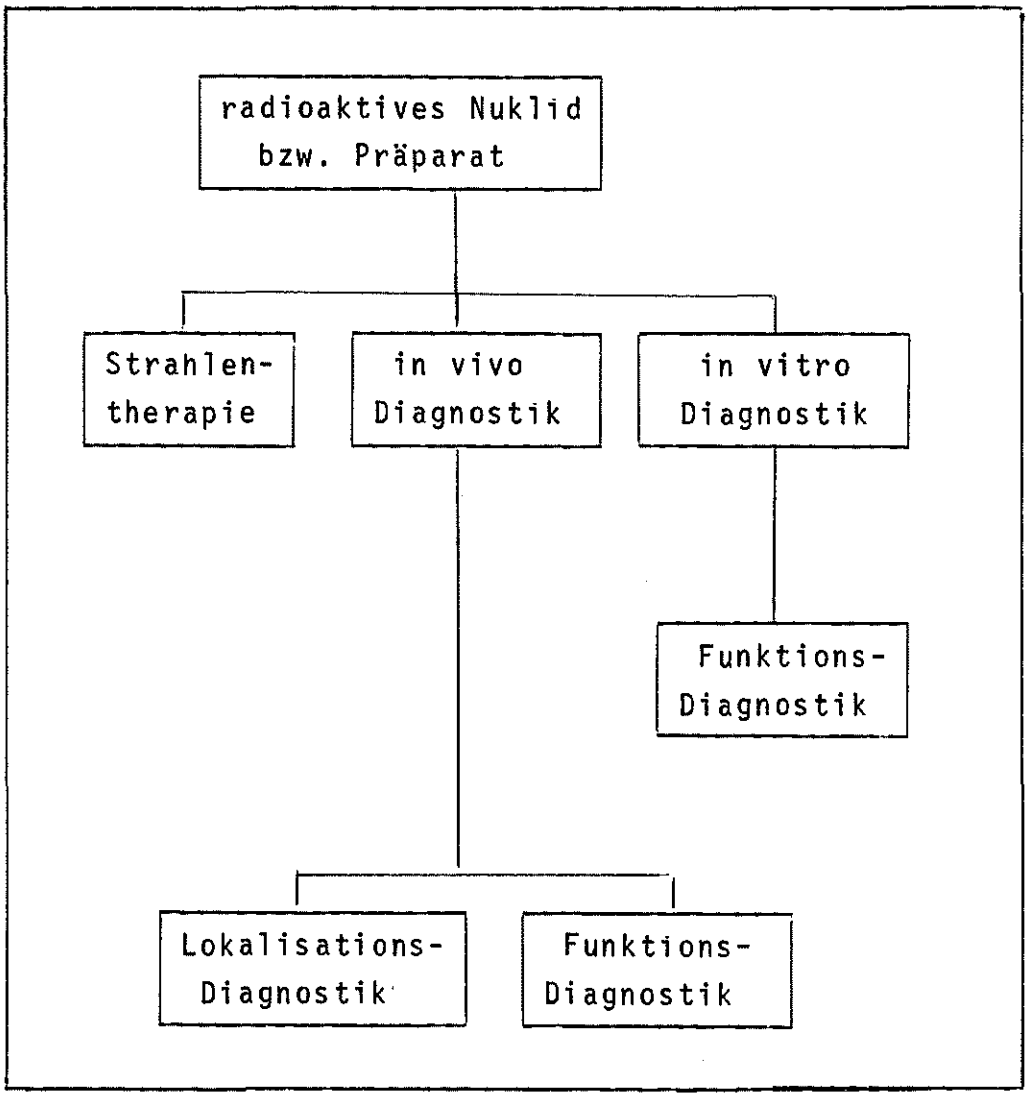


Abb. 1: Überblick über die Anwendung radioaktiver Produkte in der Nuklearmedizin

Radioaktive Nuklide können nach folgenden Methoden erzeugt werden:

a) Bestrahlung der Ausgangsstoffe mit Neutronen im Kernreaktor

b) Gewinnung des radioaktiven Isotops aus den Spaltprodukten von Uran

c) Beschießung eines Targets mit geladenen Teilchen, z. B. mit Protonen und Deuteronen.

Aus der großen Anzahl der nach den erwähnten Methoden erzeugten Nuklide, werden in der Nuklearmedizin nur einige bevorzugt, da von diesen Nukliden bestimmte spezifische Eigenschaften gefordert werden. Diese Eigenschaften sind in Abbildung 2 zusammengefaßt.

radioaktives Nuklid für	
in *vivo* Diagnostik	in *vitro* Teste
charakteristische Strahlung	charakteristische Strahlung
geringer Einfluß auf die chemische Stabilität der Verbindung	geringer Einfluß auf die chemische Stabilität der Verbindung
Kurze Halbwertszeit Minute bis einige Tage	lange Halbwertszeit mehrere Tage, Monate
günstige biologische Halbwertszeit	
geringe Toxizität	

Abb. 2: Zusammenstellung der Eigenschaften des radioaktiven Nuklids für die Herstellung radiopharmazeutischer Substanzen.

Bevorzugt werden radioaktive Nuklide, die γ-emittierende Strahler sind, da γ-Messung am wenigsten durch Absorptionsfaktoren beeinflußt wird. In Tabelle 1 sind die in der Nuklearmedizin verwendeten Nuklide und deren häufigsten Verbindungen angegeben.

Tab.: 1 Überblick über die in der Nuklearmedizin verwendeten Nuklide und deren häufigsten Verbindungen

RADIO-AKTIVES NUKLID	GELÄUFIGSTE HERSTELLUNGS-METHODE	RADIO-PHARMAZEUTISCHES PRÄPARAT
Au 198	Au 197 (n,γ)	Au 198 in kolloidaler Suspension
Cr 51	Cr 50 (n,γ)	Na-chromat Cr 51
Fe 59	Fe 58 (n,γ)	Fe 59 III chlorid bzw. Fe 59 II citrat
Hg 197	Hg 196 (n,γ)	Bromomercurihydroxipropan Hg 197
J 125	Xe 124 (n,γ)	NaJ 125 Rohstoff zur Synthese 1. von J 125 markierten Hormonen wie z. B. Schilddrüsenhormone: Thyroxin, Trijodthyronin Steroidhormone: Cortisol, Testosteron Peptidhormone: Insulin, LH, FSH, TSH 2. von J 125 markierten nicht hormonalen Verbindungen wie: Digoxin, Digitoxin
J 131	Te 130 (n,γ)	NaJ 131 für in vivo Teste und zur Synthese von z. B.: Bromsulfan J 131, Hippuran J 131, Triolein J 131
P 32	S 31 (n,γ)	Natriumphosphat P 32
SE 75	Se 74 (n,γ)	Se 75-methionin
TE 132	U (n, fission)	J 132 trägerfrei
Mo 99	Mo 98 (n,γ)	NH_4-molybdat, Na-molybdat-Mo 99
Mo 99	U (n, fission)	Mo 99 trägerfrei
Sn 113	Sn 112 (n,γ)	In 113 m trägerfrei
Sr 85	Sr 84 (n,γ)	Sr 85-nitrat
Xe 133	U (n, fission)	Xe 133 trägerfrei in physiologischer Kochsalzlösung

Die in Kernreaktoren oder Beschleunigern erzeugten radioaktiven Nuklide werden in der radiopharmazeutischen Industrie als Rohstoff für die Markierung verschiedener Verbindungen benutzt. Es werden einfache anorganische Salze oder komplizierte organische Verbindungen wie Peptidhormone, Steroidhormone mit einem bestimmten Nuklid markiert.

Am einfachsten ist die Herstellung radioaktiv markierter anorganischer Salze. Im allgemeinen wird das reine Metall oder dessen Oxid bestrahlt. Nach Bestrahlung wird das radioaktive Nuklid durch Base oder Säure in das entsprechende Salz überführt.

Für die Markierung organischer Verbindungen wird das radioaktive Nuklid durch chemische Synthese gezielt in die gewünschte Stelle eingeführt. Andere verwendete Markierungsmethoden sind Isotopenaustausch und Biosynthese, wobei i. a. Verbindungen mit einer Markierung in einer unbestimmten Position erhalten werden.

Die Synthese dieser markierten Verbindungen erfolgt also durch konventionelle chemische Arbeitsmethoden. Es werden nur zusätzliche Vorsichtsmaßnahmen zur Herabsetzung der Strahlenbelastung und der Gefahr der Inkorporation radioaktiver Stoffe getroffen. Die Herabsetzung der Strahlenbelastung erzielt man, indem die chemische Umsetzung innerhalb einer Bleizelle durch Fernsteuerung durchgeführt wird. Die Bleizellen stehen zusätzlich unter Unterdruck. Der Unterdruck soll gewährleisten, daß kein radioaktiver Staub bzw. keine flüchtigen radioaktiven Substanzen nach außen gelangen. Die Inkorporation radioaktiver Stoffe soll damit unterbunden werden. Bei niedriger Strahlendosis werden auch einfache Handschuhkasten verwendet, wie z. B. bei Synthesen mit J 125. Diese Handschuhkasten stehen unter Unterdruck, um die Inkorporationsgefahr von J 125 zu unterdrücken.

Sowohl der bestrahlte Rohstoff als auch die markierte Verbindung werden vor weiteren Umsetzungen einer Qualitätskontrolle unterworfen. Die Prüfungen zur Qualitätskontrolle sind in Abb. 3 angegeben.

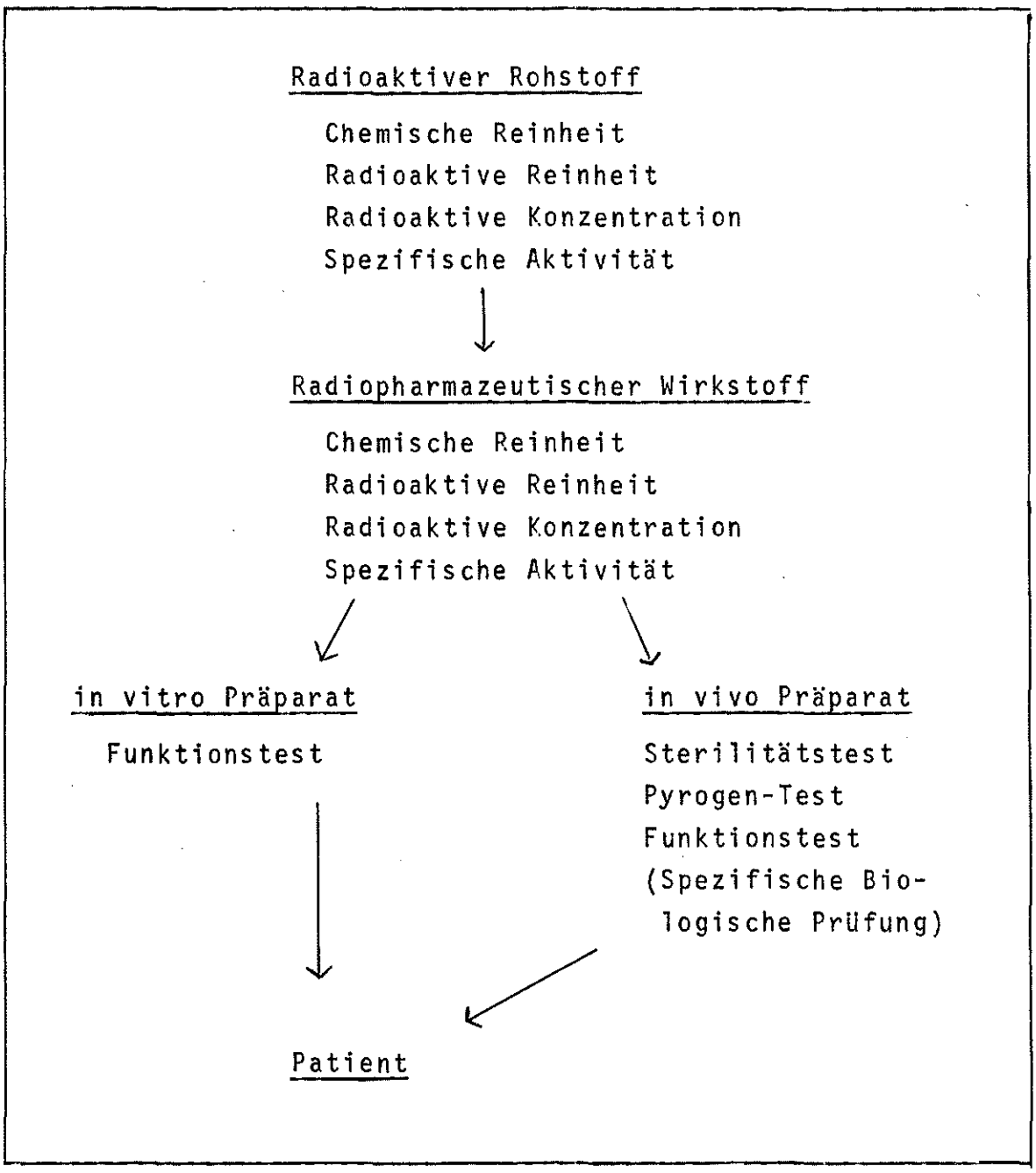


Abb. 3: Zusammenstellung der Teste zur Qualitätskontrolle, wie radiopharmazeutische Produkte bestehen müssen, bevor sie in der Nuklearmedizin verwendet werden.

Die radioaktiv markierte Verbindung, die die angeführten Qualitätsprüfungen bestanden hat, ist also der radioaktive Wirkstoff, der anschließend in die für die Nuklearmedizin geeignete anwendungstechnische Form gebracht werden muß. Hier bemüht sich die radio-pharmazeutische Industrie, den radioaktiven Wirkstoff in solche Portionen zu unterteilen und mit allen Zutaten zu versehen,

daß der Nuklearmediziner das radioaktive Präparat gleich oder durch wenige gezielte Manipulationen für seine Untersuchung anwenden kann. Die Unterteilung des radioaktiven Wirkstoffes in kleine Portionen erfolgt gewöhnlich hinter einer Abschirmung.

Zur oralen Anwendung werden Kapseln hergestellt; der radioaktive Wirkstoff wird hier an einem inerten Füllstoff absorbiert. Radioaktive Injektionslösungen werden in Penicillinfläschchen oder als Einzeldosen in Ampullen abgefüllt. Für eine Großserie von Abfüllungen mit sehr geringen Einzelaktivitäten werden auch konventionelle Abfüllapparaturen ohne äußere Abschirmung eingesetzt. Das trifft z. B. für die Abfüllung der mit J 125 markierten Lösungen zu, die für die in vitro Bestimmung des Thyroxin bzw. Trijodthyronin im Serum bestimmt sind.

Die so abgefüllten radioaktiven Wirkstoffe werden anschließend einem Funktionstest unterworfen. Sind sie für in vivo Teste bestimmt, so werden sie zusätzlichen Untersuchungen unterworfen, wie aus Abb. 3 zu ersehen ist.

Für die in vivo-diagnostischen Untersuchungen werden immer mehr kurzlebige Isotope bevorzugt, um die Strahlenbelastung der Patienten möglichst niedrig zu halten. Hier hat die pharmazeutische Industrie Systeme entwickelt, die es dem Nuklearmediziner ermöglichen, selbst nach Bedarf das gewünschte kurzlebige Isotop zu gewinnen.

Die bekanntesten Systeme sind:

Te 132/J 132; Mo 99/Tc 99 m; Sn 113/In 113m.

Diese Systeme sind in der Nuklearmedizin als Generatoren bekannt. Es sind Systeme, in denen ein langlebiges Nuklid (Mutter) auf ein Trägermaterial absorbiert wird und sein kurzlebigeres Nachfolgeprodukt (Tochter) durch ein Elutionsmittel eluiert werden kann. Die Systeme werden so gestaltet, daß der Nuklearmediziner bei der Elution möglichst wenig der Strahlenbelastung ausgesetzt wird. Für die Elution braucht er nicht den Behälter mit

der starken Aktivität anzufassen. Die Aktivität, die 500 mCi betragen kann, ist durch einen starken Bleibehälter abgeschirmt. Durch Drehen bzw. Drücken einer Taste wird der Weg vom Behälter mit dem Elutionsmittel durch das Trägermaterial mit der Aktivität zum Eluatgefäß geöffnet. Das Eluat wird meistens in einer graduierten Penicillinflasche abgefangen. Diese Penicillinflasche ist in einem Pb-Behälter enthalten, der mit Bleifenster versehen ist. Durch dieses Fenster kann das Eluatvolumen abgelesen werden. Nach jeder Elution liefert nach einer bestimmten Zeit das langlebige Nuklid wieder eine für die nuklearmedizinischen Teste brauchbare Tochteraktivität.

Die zeitliche Brauchbarkeit dieser Generatoren hängt von der Halbwertszeit des langlebigen Nuklids ab. Das System Sn 113/In 113 m ist ziemlich lange brauchbar, da die Halbwertszeit von Sn 113 115 Tage beträgt. Dagegen ist die zeitliche Brauchbarkeit der Systeme Mo 99/Tc 99 m und Te 132/J 132 begrenzter, da die Halbwertszeit der Muttersubstanz nur ca. 3 Tage beträgt.

Zum Abschluß wird auf die Verpackung und Beförderung dieser radioaktiven Präparate hingewiesen.

Im allgemeinen werden die radioaktiven Stoffe in Versandstücke verpackt, die den Vorschriften der Randnummer 451 bis 454 der Anlage C zu § 54 der Eisenbahnverkehrsordnung oder Anlage I zu dem Internationalen Übereinkommen über den Eisenbahnfrachtverkehr oder den Vorschriften der International Air Association (IATA) für den Lufttransport entsprechen.

Die Beförderung der Versandstücke nach den Richtlinien Rn 451 a der Anlage C zu § 54 der EVO ist nach § 9 der 1. SSVO genehmigungsfrei. In diese Kategorie fallen die mit J 125 markierten Präparate, soweit die Aktivitätsmenge von 1 mCi pro Versandstück und die Dosisleistung an der Außenseite der Verpackung den Wert 0,5 mR/h nicht überschreiten. Die Verpackung muß so gewählt werden, daß keine Aktivität unter normalen Beförderungsverhältnissen entweichen kann.

Für die übrigen in diesem Bericht erwähnten radioaktiven pharmazeutischen Produkte sind Behälter vom Typ A nach der EVO Rn 453 oder nach Teil II der IATA-Bestimmungen vorgesehen. Diese Verpackungen müssen bestimmte Prüfteste nach Rn 1642 bis Rn 1647, Anhang VI, Anlage C der EVO bzw. nach Anhang 1 der IATA, Teil II erfüllen. Nach der Dosisleistung werden sie in drei verschiedene Kategorien unterteilt.

Die Beförderung erfolgt im Inland per Bahn, ins Ausland per Flugzeug.

Erhalten dürfen die radioaktiven Präparate nur Personen, die eine Umgangsgenehmigung für die entsprechenden radioaktiven Nuklide besitzen.

Oberhausen, E. +)

DIE STRAHLENEXPOSITION DES PERSONALS IN DER NUKLEARMEDIZIN *

Zusammenfassung: Eine Strahlenexposition des Personals in der Nuklearmedizin kann im allgemeinen mit der üblichen Personendosimetrie mittels Filmplaketten nicht nachgewiesen werden. Die wesentlichen Expositionen sind diejenigen der Hände und insbesondere der Finger bei der Applikation von ^{99m}Tc-Präparaten und diejenige der Schilddrüse durch die Inkorporation von ^{131}J. Wegen der häufigen Anwendung des ^{99m}Tc muß der mit ihm verbundenen Exposition besondere Beachtung geschenkt werden.

Noch bis vor wenigen Jahren konnte man davon ausgehen, daß bei der Strahlenexposition des Personals in der Nuklearmedizin den Inkorporationen die wesentliche, wenn nicht sogar die einzige Bedeutung zukomme. Dies hat sich jedoch mit der Einführung der kurzlebigen Radionuklide, insbesondere des ^{99m}Tc grundlegend geändert. Wegen der geringen Strahlenbelastung des Patienten können von diesen Radionukliden pro Untersuchung wesentlich höhere Aktivitäten verwendet werden. Dies führte zu einer Steigerung der diagnostischen Aussagen, da jetzt bei der Szintigraphie die Abbildung der darzustellenden Organe in vernünftigen Zeiten in mehreren Sichten möglich wurde, womit die Treffsicherheit in der Erkennung von pathologischen Veränderungen wesentlich erhöht wurde. Zum anderen ermöglichte die Anwendung von ^{99m}Tc-Aktivitäten im 10 mCi-Bereich die Durchführung von funktionellen Studien, bei denen wegen der raschen zeitlichen Änderung kurze Aufnahmezeiten unbedingt erforderlich sind. So ist die Grundfrequenz der Herzaktionen etwa 1 Hz. Will man also am Ablauf der Herzaktion noch Details erkennen, so darf die Aufnahmedauer sicher nicht über 100 msec hinausgehen. Damit in diesen kurzen Aufnahmezeiten eine statistisch gesicherte Aussage möglich ist, sind entsprechend große Aktivitäten erforderlich. Auch diese in der Funktions-

+) Abteilung für Nuklearmedizin der Radiologischen Universitätsklinik, Homburg/Saar

* Herrn Prof. Dr. Stieve zum 60. Geburtstag gewidmet

diagnostik angewandten höheren Aktivitäten von ^{99m}Tc sind für die Strahlenexposition des Personals nur während der Zubereitung und der Injektion von Bedeutung. Nach der Injektion ist die Strahlenexposition des Personals durch die von den Patienten ausgehende Gammastrahlung im allgemeinen sehr gering.
Demnach müssen wir beim heutigen Stand der Nuklearmedizin insbesondere mit den folgenden Expositionsmöglichkeiten des Personals rechnen:

1. Strahlenexposition der Hände bei der Zubereitung von ^{99m}Tc-Präparaten

2. Strahlenexposition der Hände bei der Injektion von ^{99m}Tc-Präparaten

3. Inkorporation von Radionukliden mit längerer biologischer und physikalischer Halbwertszeit, insbesondere von ^{131}J

4. Inhalation von ^{133}Xe bei Untersuchungen der Lungenfunktion

Diese Aufzählung der wesentlichen Expositionsmöglichkeiten stützt sich auf Arbeiten von Herzberg und Kaul bezüglich des ^{99m}Tc, von Kretschko und Wolf bezüglich des ^{133}Xe und auf eigene Erfahrungen der Strahlenschutzüberwachung einer nuklearmedizinischen Abteilung, in der sowohl Diagnostik als auch Therapie betrieben wird. Auf Grund der eigenen Erfahrung ist die Wahrscheinlichkeit für eine meßbare externe Gammastrahlenexposition äußerst gering. Das übliche Ergebnis der Personendosimetrie mit Filmplaketten ist: " $<$ 40 mrem", d.h. bei dem gegenwärtigen Stand der Personendosimetrie ist ein Nachweis nicht möglich. Dies gilt sowohl für das in der Diagnostik als auch in der Therapie eingesetzte Personal.
In der Abteilung für Nuklearmedizin der Radiologischen Klinik der Universität des Saarlandes waren bei insgesamt etwa 2 000 monatlichen Überwachungen mit Filmplaketten nur fünf Fälle, bei denen die Plaketten punktuelle Schwärzungen aufwiesen.

Diese gingen auf Kontaminationen zurück, die auch an den Labormänteln festzustellen waren. Derartige kleinere Kontaminationen treten meist bei der Injektion auf, wenn die Kanüle nicht genügend fest auf dem Spritzenkörper aufsitzt und relativ schnell injiziert wird. Sie sind harmlos, wenn sie sofort beachtet werden und genügend Vorsorge getroffen wird, um ein Verschleppen der Kontamination zu verhindern. Ihre zusätzliche Registrierung auf der Filmplakette bringt keinen Gewinn, denn dieses Ergebnis erhält man erst nach 4 - 6 Wochen, demnach also viel zu spät. Es führt dann höchstens zu einem unnötigen Schri ftwechsel mit der Aufsichtsbehörde. Es ist festzuhalten, daß die Ganzkörperbelastung in der Nuklearmedizin im allgemeinen nicht meßbar ist. Da die eigentlichen Expositionen durch die Filmplakette nicht festgestellt werden können, sollte man auf diese Messung ganz verzichten, da sie unter Umständen fälschlich eine nicht vorhandene Sicherheit vortäuscht.

Herzberg und Kaul haben mit Thermoluminessenzdosimetern die Dosis am Schaft sowie am Kanülenansatz einer mit ^{99m}Tc-Eluat gefüllten 2 ml-Einwegspritze gemessen und daraus die auf die Aktivität bezogene Dosisleistung errechnet. Die Li F-Kristalle waren dabei an den Stellen der Spritze, an denen sich Daumen, Mittelfinger und Zeigefinger des applizierenden Arztes befinden. Auch direkte Messungen an den Händen bei der Applikation wurden durchgeführt. Ähnliche Messungen wurden auch für die Arbeitsgänge des Eluierens und Markierens durchgeführt. Aus diesen Messungen und weiteren Abschätzungen ermittelten sie die mittlere Strahlenexposition pro Arbeitsvorgang und die maximal mögliche Anzahl von Arbeitsvorgängen pro Jahr und Person. Die Ergebnisse zeigt Tab. 1.

T a b e l l e 1

Maximal mögliche Zahl von Arbeitsvorgängen pro Jahr und Person beim Umgang mit $^{99}M/^{99m}Tc$-Generatoren

Arbeitsvorgang	Mittlere Akt. pro Arb.vorgang [m Ci]	Dosis pro Arbeitsvorgang [mR]			Max. mögl. Zahl von Arbeitsvorg. pro Jahr u. Person)+++		
		Hände	GK	Augen	Hände	GK	Augen
Inbetriebnehmen d. Generat.	550)+	2,1	1,2	0,4	28500	4200	12500
Eluieren							
Eluat: nicht abgeschirmt	82)++ (^{99}Mo) ; 65)++ (^{99m}Tc)	0,8	0,8	0,4	75000	6250	12500
abgeschirmt	82)++	0,07	0,07	0,02	857000	71500	250000
Dosieren							
Aktivität bestimmen	65)++	14,7	-	-	4100	-	-
Portionieren	10	14,0	0,1	0,2	4300 2100	50000	25000
Markieren	30	106	2,5	2,5	565	2050	2050
Transportieren d. Spritzen (nicht abgeschirmt)	65)++	7,0	0,7	0,4	9100	6800	12000
Applizieren	10	141 (Daumen) 141 (Mittelfing.) 22,5 (Zeigefing.)	0,03	0,08	430	167000	62500

)+ ^{99}Mo - Aktiv. zum Zeitpunkt d. Anlieferung eines 200 mCi Generators (i.d. Regel 4 d vor Kalibrierzeitpunkt)
)++ Mittlere ^{99}Mo- bzw. ^{99m}Tc - Akt. eines 200 m Ci Generators während einer Elutionsperiode von 10 d
)+++ berechnet unter dem Gesichtspunkt, daß in dem betrachteten Organ die MZD nicht überschritten wird

Demnach kann ein Arzt bei Einhaltung der angenommenen Arbeitsbedingungen und der maximal zulässigen Dosis von 60 rem für die Hände nur 430 Injektionen von je 10 mCi pro Jahr durchführen. Dies dürfte für viele nuklearmedizinische Abteilungen eine sehr bescheidene Zahl sein, d. h. man muß mit wesentlich mehr Injektionen pro Arzt rechnen. Wenn trotzdem relativ wenig Dosisüberschreitungen bekannt geworden sind, so dürfte dies wohl daran liegen, daß die Dosis auch mit Fingerringen an den falschen Stellen gemessen wird und auch zumindest in einigen Abteilungen wirksame Maßnahmen zur Verminderung der Strahlenexposition angewandt werden, wie beispielsweise das Aufsuchen der Vene mit einer Leerspritze. Die Applikation dieser kurzlebigen Radionuklide stellt ein echtes Problem für den Strahlenschutz dar, das wesentlich stärker beachtet werden soll. Die Inkorporation von Radionukliden wird bei uns durch regelmäßige Messungen im Ganzkörperzähler überwacht. Zusätzliche

Messungen werden immer dann durchgeführt, wenn Kontaminationsmessungen einen Hinweis auf eine mögliche Inkorporation ergeben haben. Ganz allgemein kann man hierbei feststellen, daß bei allen in der Therapie beschäftigten Personen Inkorporationen von ^{131}J nachgewiesen werden können. Die höchste bisher festgestellte Inkorporation waren 2,5 µCi bei einem Zwischenfall beim Umfüllen von 200 mCi für eine therapeutische Verabreich ung. Von den übrigen gemessenen Inkorporationen lagen 80 % unter 50 nCi und 20 % zwischen 50 und 100 nCi. Während bei der relativ hohen Inkorporation von 2,5 µCi durch wiederholte Messungen sichergestellt werden konnte, daß es sich um ein einmaliges Ereignis handelte, müssen die geringeren Inkorporationen mehr oder minder als Gleichgewichtszustand betrachtet werden. Aber selbst die obere Grenze von 100 nCi würde bedeuten, daß die mittlere ^{131}J-Zufuhr bei 20 nCi/Tag und damit bei 7 µCi/Jahr liegt, was etwa einer Strahlenexposition der Schilddrüse von 7 rem entspricht. Ähnliche Expositionen können auch auftreten, wenn ^{131}J in anorganischer Form zu diagnostischen Zwecken injiziert wird und die Patientenfrequenz relativ hoch ist. Insgesamt zeigen die Ergebnisse der Inkorporationsmessungen, daß auch bei hohem Verbrauch an ^{131}J die Strahlenexposition der Schilddrüse unter den Grenzwerten bleiben kann. Den aufgezeigten Inkorporationen steht ein mittlerer monatlicher Verbrauch von 1,5 Ci ^{131}J gegenüber.

Kretschko und Wolf haben gezeigt, daß es bei Lungenfunktionsprüfungen mit ^{133}Xe gelegentlich zu einem Anstieg der Aktivitätskonzentration über die maximal zulässige Konzentration von 12 pCi/cm^3 kommt, wenn der Patient infolge von Atembeschwerden nicht optimal an die Exhalationsapparatur angeschlossen werden kann. Obwohl dies zu relativ kurzfristigen Strahlenexpositionen führt, sollten Untersuchungen mit Edelgasen nur in gut be- und entlüfteten Räumen durchgeführt werden. Dies sowohl aus Gründen des Strahlenschutzes als auch der Meßtechnik, da die Edelgase sehr schnell zu störenden Erhöhungen des Nulleffektes führen.

Zusammenfassend kann man feststellen, daß die wesentlichen Strahlenexpositionen in der Nuklearmedizin von Inkorporationen

des ^{131}J und von der Exposition bei der Injektion von ^{99m}Tc-Präparaten herrühren. Letzteren sollte wegen ihrer weiten Verbreitung und schwierigen meßtechnischen Erfassung besondere Beachtung geschenkt werden.

Literatur:

(1) Braun, H. u. Mitarb. (Hrsg.) : Der ermächtigte Arzt im Sinne der Strahlenschutzgesetzgebung
Georg Thieme-Verlag, Stuttgart 1976, S. 223

(2) Ebd. S. 214

(3) Richtlinien für den Strahlenschutz bei Verwendung radioaktiver Stoffe im medizinischen Bereich. Heft 4 der Schriftenreihe Strahlenschutz des Bundesministeriums des Innern. Verlag Kohlhammer, Stuttgart.

Kaul,A. und Roedler,H.D.[+)]

STRAHLENEXPOSITION VON PATIENTEN BEI DER VERWENDUNG KURZLEBIGER RADIONUKLIDE

Zusammenfassung: In der nuklearmedizinischen Diagnostik werden in zunehmendem Maße kurzlebige Radionuklide verwendet.Die hieraus resultierenden Werte der möglichen Dosisreduktion werden auf der Grundlage der physikalischen Eigenschaften der Radionuklide und der biokinetischen Daten der Radiodiagnostika diskutiert und mit den praktisch erreichten verglichen. Bezogen auf 1 µCi applizierter Aktivität ist die maximal erzielbare Organdosisreduktion von 3.Ordnung, die tatsächlich erreichte von 2.Ordnung.

Einleitung

Auswahl und Durchführung eines Untersuchungsverfahrens mit radioaktiven Stoffen haben grundsätzlich unter dem Gesichtspunkt einer möglichst geringen Strahlenexposition zu erfolgen. Diese Forderung des Strahlenschutzes ist jedoch gegen die zu erwartende diagnostische Aussage einer Untersuchung abzuwägen: Nach den "Richtlinien für den Strahlenschutz bei Verwendung radioaktiver Stoffe im medizinischen Bereich" (1) hat sich grundsätzlich die Strahlenexposition für den Patienten nach der notwendigen diagnostischen Maßnahme oder dem beabsichtigten therapeutischen Ziel zu richten, wobei von dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik auszugehen ist. Dies bedeutet für den Arzt, daß die Strahlenschutzgesetzgebung ihn in seiner Entscheidungsfreiheit zwar nicht einschränkt, ihn jedoch in die Verpflichtung entsprechend den allgemeinen Grundsätzen der Internationalen Strahlenschutzkommission ICRP (2) einbindet. Danach ist das Strahlenrisiko zu erkennen und die Strahlendosis auf einen Wert zu begrenzen, bei dem das angenommene Risiko für den Einzelnen und die Allgemeinheit im Hinblick auf den Nutzen der Anwendung radioaktiver Stoffe am Patienten als zumutbar anzusehen ist.

Die Einführung kurzlebiger Radionuklide in die nuklearmedizinische in vivo Diagnostik hat das Spektrum der Untersuchungsverfahren erweitert und gleichzeitig eine wesentliche Reduktion der mit einer Untersuchung verbundenen Strahlenexposition ermöglicht. Die maximal erzielbare Dosisreduktion wird allerdings zum Teil dadurch aufgehoben, daß zur Erzielung einer erhöhten

[+)] Sektion Physik und Strahlenschutz (Biophysik) der Nuklearmedizinischen Abteilung, Klinik für Radiologie, Nuklearmedizin und Physikalische Therapie, Klinikum Steglitz der Freien Universität Berlin

statistischen Sicherheit bei der Organdarstellung höhere Aktivitäten appliziert werden.
Die bei jeweils gleicher applizierter Aktivität mögliche Dosisreduktion wird im folgenden aus dem Formalismus der Dosisberechnung abgeleitet und der tatsächlich erreichten Verminderung der Strahlenexposition für die wichtigsten Radiodiagnostika gegenübergestellt.

Formale Diskussion der Dosisreduktion

Die Energiedosis durch Radiopharmaka hängt von der applizierten Aktivität, den physikalischen Eigenschaften des Radionuklids, der radiochemischen und Radionuklidreinheit des Radiopharmakons sowie von den biologischen Daten des Patienten und der Biokinetik des Pharmakons ab. Diese umfaßt die mathematische Beschreibung des zeitlichen Verlaufs der Aufnahme, Verteilung und Ausscheidung des Radiopharmakons. Die daraus resultierenden biokinetischen Daten des Radiopharmakons werden mit den physikalischen Daten des Radionuklids in ein Dosismodell eingebracht, das durch den Anteil der pro Zerfall in einem Organ (target) absorbierten Energie (absorbierter Bruchteil) gekennzeichnet und für ein mathematisches Phantom des Standardmenschen konzipiert ist. Der formale Ausdruck für die target-Dosis D_τ aufgrund der Aktivität im target-Organ lautet:

$$D_\tau = A_o \cdot 1.44 \cdot F \cdot \sum_\nu \frac{T_p \cdot T_{b,\nu}}{T_p + T_{b,\nu}} \cdot Q_\nu \cdot \sum_i \Delta_i \cdot \Phi_{(\tau\leftarrow\tau),i} \qquad (1)$$

D_τ	Dosis im target-Organ τ; (D_τ) = rd
A_o	applizierte Aktivität; (A_o) = µCi
F	Verteilungsfaktor des Radiodiagnostikums für das target-Organ, rückextrapoliert auf den Zeitpunkt der Applikation
Q_ν	Anteil der ν-ten Komponente der Retentionsfunktion des Organs an der Retentionsfunktion
T_p	physikalische Halbwertzeit des Radionuklids; (T_p) = h
$T_{b,\nu}$	biologische Halbwertzeit der ν-ten Komponente der Retentionsfunktion; $(T_{b,\nu})$ = h
Δ_i	pro Zerfall emittierte Energie der Strahlungsart i; $(\Delta_i) = \frac{g\ rd}{\mu Ci\ h}$
$\Phi_{(\tau\leftarrow\tau),i}$	energieabhängiger spezifischer absorbierter Bruchteil für die Strahlungsart i für ein bestimmtes target τ; $(\Phi_i) = g^{-1}$
$\sum_\nu \frac{T_p \cdot T_{b,\nu}}{T_p + T_{b,\nu}} Q_\nu$	resultierende effektive Halbwertzeit $T_{eff,res}$; (T) = h
$1.44\ F\ T_{eff,res} = \tilde{A}_\tau / A_o$	relative kumulierte Aktivität $\tilde{A}_{\tau,rel}$; $(\tilde{A}_{\tau,rel})$=h

Aus Gleichung 1 lassen sich folgende Möglichkeiten der Dosisreduktion ableiten:

1. A_o: Verminderung der applizierten Aktivität verringert die target-Dosis direkt proportional
2. F: Durch Verringerung der von einem nicht untersuchten target-Organ aufgenommenen Aktivität (Blockade) erniedrigt sich die target-Dosis direkt proportional
3. T_p: Ist die biologische Halbwertzeit des Radiopharmakons groß gegen die physikalische Halbwertzeit des Radionuklids, dann ist die target-Dosis direkt proportional der physikalischen Halbwertzeit. Ist die physikalische Halbwertzeit des Radionuklids nicht mehr gegen die biologische Halbwertzeit des Radiopharmakons zu vernachlässigen, dann ist die erzielbare Dosisreduktion im target kleiner als direkt proportional dem Verhältnis der physikalischen Halbwertzeiten.
4. $\sum_i \Delta_i \Phi_i$: Durch Auswahl von Radionukliden mit geringer pro Zerfall absorbierter Energie verringert sich die target-Dosis direkt proportional.

Der Einfluß der pro Zerfall absorbierten Energie und der relativen kumulierten Aktivität auf die target-Dosis pro µCi läßt sich für ausgewählte Radionuklide/Organe bzw. Radiopharmaka/Organe der Tabelle 1 entnehmen.
Aus der Diskussion des Einflusses von Dosisleistung pro µCi im untersuchten Organ und relativer kumulierter Aktivität auf die target-Dosis pro µCi folgt nach Tabelle 1 für verschiedene target-Organe, Radionuklide und Radiopharmaka:

- Knochen: Aufgrund der geringen pro Zerfall von ^{99m}Tc im target absorbierten Energie im Vergleich zu den übrigen Radionukliden ist die target-Dosis pro µCi für ^{99m}Tc Poly/Pyrophosphat am kleinsten, obwohl die relative kumulierte Aktivität für ^{18}F Fluorid nur etwa ein Drittel der von ^{99m}Tc Poly/Pyrophosphat beträgt; die Organdosis pro µCi ist für ^{85}Sr am höchsten und errechnet sich zum 250fachen derjenigen pro µCi ^{99m}Tc.
- Schilddrüse: Die target-Dosis pro µCi ist für ^{99m}Tc Pertechnetat gegenüber der durch die übrigen Radiopharmaka erheblich kleiner; dies trifft auch auf die Dosisleistung pro µCi und die relative kumulierte Aktivität zu. Die Organdosis pro µCi ist für die beiden Jod-Isotope ^{125}J und ^{131}J am höchsten und beträgt etwa das 6000fache der pro µCi ^{99m}Tc.
- Leber, Nieren: Die Organdosis pro µCi bei Verwendung der ^{99m}Tc-Verbindungen ist sowohl in der Leber- als auch in der Nieren-Szintigraphie am geringsten: Sie errechnet sich zu etwa 1/115 derjenigen für ^{198}Au bzw. 1/830 derjenigen für ^{203}Hg.

Unter Berücksichtigung der γ-Quanten-Emissionsrate und des energieabhängigen Ansprechvermögens des Detektorsystems wird die erzielbare Dosisreduktion beim Vergleich $^{125}J/^{99m}Tc$ bzw. $^{197}Hg/^{99m}Tc$ wesentlich größer, während sie in den übrigen Fällen den oben genannten Werten vergleichbar ist.

In der Praxis erreichte Dosisreduktion

Die target-Dosis unter Berücksichtigung der Inhomogenität der Verteilung eines Radiopharmakons und deren zeitlicher Änderung läßt sich formal wie folgt darstellen (3):

$$D_\tau = \sum_\sigma \tilde{A}_\sigma \cdot S_{\tau\leftarrow\sigma} + (\tilde{A}_{GK} - \sum_\sigma \tilde{A}_\sigma) \cdot \frac{m_{GK}\, S_{\tau\leftarrow GK} - \sum_\sigma m_\sigma S_{\tau\leftarrow\sigma}}{m_{GK} - \sum_\sigma m_\sigma} \qquad (2)$$

Hierbei bedeuten:

D_τ	Dosis im target-Organ τ; (D) = rd
$\tilde{A}_\sigma$, $\tilde{A}_{GK}$	kumulierte Aktivität in einem source-Organ σ bzw. im Gesamtkörper GK, d.h. die unter Berücksichtigung der biokinetischen Daten eines Radiopharmakons resultierende Gesamtzahl von Zerfällen im source-Organ bzw. Gesamtkörper; ($\tilde{A}$) = μCi h
m_σ, m_{GK}	Massen von source-Organ σ bzw. Gesamtkörper GK; (m) = g
$S_{\tau\leftarrow\sigma}$, $S_{\tau\leftarrow GK}$	Dosisleistung pro μCi für ein bestimmtes Radionuklid und ein bestimmtes source-target-Paar; (S) = rd/ μCi h

Für die Untersuchungsmethoden
- Knochen-Szintigraphie
- Schildrüsen-Szintigraphie und -Funktion
- Leber-Szintigraphie und
- Nieren-Szintigraphie

wurden unter Zugrundelegung mittlerer applizierter Aktivitäten und Berücksichtigung publizierter biokinetischer und physikalischer Daten (4, 5, 6, 7) Werte der Energiedosis im untersuchten Organ sowie aus der Sicht der genetischen und somatischen Exposition in Ovarien (als Obergrenze der Keimdrüsendosis) und rotem Knochenmark nach Gleichung 2 berechnet. Die Ergebnisse sind in Tabelle 2 enthalten und können zusammenfassend wie folgt bewertet werden:

- die Energiedosis im untersuchten Organ kann Werte von der Größenordnung der jährlichen natürlichen Strahlenexposition (ca. 100 mrd) bis zum mehr als 1000fachen (150 rd) annehmen;

- die Obergrenze der Gonadenexposition liegt bei dem dreifachen der natürlichen Strahlenexposition, die geringste Keimdrüsendosis pro Untersuchung bei etwa 1%;
- der Bereich der Werte der Dosis auf das rote Knochenmark erstreckt sich von etwa 1/100 bis zum 10fachen der natürlichen Strahlenexposition pro Jahr.

Diskussion

Betrachtet man die Werte der Organdosis durch unterschiedliche Radiopharmaka für jeweils eine Untersuchungsmethode in Relation zu dem jeweils kleinsten Wert, so ergeben sich die in Tabelle 3 aufgeführten Werte der relativen Dosis. Daraus ist folgendes abzuleiten:

- Knochen-Szintigraphie: Unter Zugrundelegung der angenommenen mittleren applizierten Aktivitäten wäre aus der Sicht einer möglichst geringen Strahlenexposition die Verwendung von ^{87m}Sr angezeigt. Wegen der geringeren γ-Energie von ^{99m}Tc und des damit verbundenen höheren Auflösungsvermögens abbildender Systeme wird ^{99m}Tc Poly/Pyrophosphat bevorzugt. Der Nachteil verminderter Bildqualität trifft auch für ^{18}F zu, das darüber hinaus wegen des relativ aufwendigen Herstellungsprozesses (Reaktor, Zyklotron) und der vergleichsweise kurzen Halbwertzeit für die klinische Anwendung im allgemeinen nicht besonders geeignet ist.
- Schilddrüsen-Funktion: ^{123}J als Zyklotron-Produkt und ^{132}J als Generator-Produkt sind aus der Sicht der Strahlenexposition den Radioisotopen ^{131}J und ^{125}J überlegen. Wegen seiner geringeren γ-Strahlenenergie ist ^{123}J zu bevorzugen, wenn auch seine Breitenanwendung durch die Nichtverfügbarkeit eines Zyklotrons eingeschränkt ist.
- Schilddrüsen-Szintigraphie: Besteht ausschließlich die Aufgabe der Organdarstellung, so ist unter dem Gesichtspunkt der Strahlenexposition der Schilddrüse ^{99m}Tc Pertechnetat der Vorzug zu geben. Die im Vergleich zu ^{123}J etwa 20fach höhere Keimdrüsen- und Knochenmarkdosis ist kein limitierender Faktor, da sie in Relation zur natürlichen Strahlenexposition vergleichsweise gering ist.
- Leber-Szintigraphie: ^{99m}Tc Schwefelkolloid bzw. Phytat und ^{113m}In Kolloid sind zwar hinsichtlich der Organ-, Keimdrüsen- und Knochenmarkdosis vergleichbar, wegen der geringen γ-Strahlenenergie und der längeren Halbwertzeit ist aus meßtechnischer Sicht den Technetium-Verbindungen der Vorzug zu geben.

- Nieren-Szintigraphie: Im Vergleich zu ^{197}Hg und ^{203}Hg Chlormerodrin ist die Strahlenexposition der Nieren bei Verwendung von ^{99m}Tc DTPA am geringsten (etwa 10 - 100 mal kleiner). Aus der Sicht des Strahlenschutzes ist die Applikation von ^{203}Hg als Kunstfehler zu werten.

Literatur:

(1) Bundesministerium des Innern: Richtlinien für den Strahlenschutz bei Verwendung radioaktiver Stoffe im medizinischen Bereich. Schriftenreihe des Bundesministeriums des Innern, Band 4, W.Kohlhammer, Stuttgart, 1974

(2) International Commission on Radiological Protection (ICRP): The evaluation of risks from radiation. ICRP Publication No.8. Pergamon Press, Oxford, New York, 1966

(3) Roedler,H.D.u.Kaul,A.: Dose to target organs from remaining body activity: Results of the formally exact and approximate solution. Proc.Symp. Radiopharmaceutical Dosimetry, Oak Ridge, 1976 (in press)

(4) Kaul,A. u.Mitarb.: Die Strahlenbelastung von Patienten bei der nuklearmedizinischen Anwendung offener radioaktiver Stoffe. Informationsdienst für Nuklearmedizin, Berlin, 1973

(5) Kaul,A. u.Mitarb.: Radiopharmaka - biokinetische Daten und Ergebnisse von Neuberechnungen der Strahlendosis. Informationsdienst für Nuklearmedizin, Berlin, 1973

(6) Kaul,A., Roedler,H.D.: Dosimetrie. In: Nuklearmedizin- Funktionsdiagnostik (D.Emrich, ed.) 2.Aufl., Thieme, Stuttgart, 1976 (im Druck)

(7) Snyder,W.S. u.Mitarb.: "S", absorbed dose per unit accumulated activity for selected radionuclides and organs. MIRD, pamphlet 11, J.Nucl.Med.16, suppl. (1975)

Tab.1: Einfluß von Dosisleistung pro µCi und relativer kumulierter Aktivität auf die target-Dosis pro µCi für verschiedene target-Organe und Radionuklide bzw. Radiopharmaka

target-Organ	Radio-nuklid	Dosisleistung pro µCi im Organ S(mrd/µCi h)	Radiopharmakon	relative kumulierte Aktivität $\tilde{A}_{\tau,rel}$(h)	target-Dosis pro µCi appl.Akt. D_τ/A_o(mrd/µCi)	relative Dosis pro µCi
Knochen	^{18}F	0.12	^{18}F Fluorid	1.32	0.16	3
	^{85}Sr	0.019	^{85}Sr-chlorid,-nitrat	667	13	250
	^{87m}Sr	0.033	^{87m}Sr-chlorid,-nitrat	2.07	0.068	1
	^{99m}Tc	0.012	^{99m}Tc Poly/Pyrophosphat	4.33	0.052	1
Schilddrüse	^{99m}Tc	2.3	^{99m}Tc Pertechnetat	0.145	0.33	1
	^{123}J	4.0	^{123}J Jodid	5.06	20	61
	^{125}J	3.0	^{125}J Jodid	650	2000	6060
	^{131}J	22	^{131}J Jodid	86.9	1900	5760
	^{132}J	60	^{132}J Jodid	0.416	25	76
Leber	^{99m}Tc	0.046	^{99m}Tc S-Kolloid,Phytat	7.36	0.34	1
	^{113m}In	0.22	^{113m}In Kolloid	2.16	0.48	1
	^{198}Au	0.47	^{198}Au Kolloid	83.8	39	115
Nieren	^{99m}Tc	0.19	^{99m}Tc DTPA	0.433	0.082	1
	^{197}Hg	0.55	^{197}Hg Chlormerodrin	14.5	8.0	98
	^{203}Hg	0.81	^{203}Hg Chlormerodrin	84.5	68	830

Tab.2: Werte der Energiedosis in untersuchtem Organ, Ovarien und rotem Knochenmark für einige nuklearmedizinische Untersuchungsmethoden und Radiopharmaka

Untersuchungsmethode	Radiopharmakon	appl.Akt. (µCi)	Energiedosis (mrd) in untersuchtem Organ	Ovarien	rotem Knochenmark
Knochen-Szi	^{18}F Fluorid	4 000	720	120	340
	^{85}Sr-chlorid,-nitrat	100	1 300	310	930
	^{87m}Sr-chlorid,-nitrat	1 000	79	17	42
	^{99m}Tc Poly/Pyrophosphat	12 000	650	160	420
Schilddrüsen-Szi	^{99m}Tc Pertechnetat	1 000	340	17	22
Schilddrüsen-Szi,Funkt.	^{123}J Jodid	40	800	0.84	1.3
	^{125}J Jodid	75	150 000	11	27
	^{131}J Jodid	50	110 000	9.0	21
Schilddrüsen-Funkt.	^{132}J Jodid	25	630	2.4	2.5
Leber-Szi	^{99m}Tc S-Kolloid, Phytat	2 000	680	11	54
	^{113m}In Kolloid	2 000	960	5.0	40
	^{198}Au Kolloid	150	5 900	21	410
Nieren-Szi	^{99m}Tc DTPA	2 000	180	14	19
	^{197}Hg Chlormerodrin	200	2 400 (Nieren-	8.0	22
	^{203}Hg Chlormerodrin	150	15 000 rinde)	120	240

Tab.3: Werte der relativen Energiedosis in untersuchtem Organ, Ovarien und rotem Knochenmark für einige nuklearmedizinische Untersuchungsmethoden und Radiopharmaka

Untersuchungsmethode	Radiopharmakon	Relative Dosis in untersuchtem Organ	Relative Dosis in Ovarien	Relative Dosis in rotem Knochenmark
Knochen-Szi	^{18}F Fluorid	9	7	8
	^{85}Sr-chlorid,-nitrat	16	18	22
	^{87m}Sr-chlorid,-nitrat	1	1	1
	^{99m}Tc Poly/Pyrophosphat	8	9	10
Schilddrüsen-Szi	^{99m}Tc Pertechnetat	1	20	17
Schilddrüsen-Szi,Funkt.	^{123}J Jodid	2	1	1
	^{125}J Jodid	440	13	21
	^{131}J Jodid	320	11	16
Schilddrüsen-Funkt.	^{132}J Jodid	2	3	2
Leber-Szi	^{99m}Tc S-Kolloid	1	2	1
	^{113m}In Kolloid	1	1	1
	^{198}Au Kolloid	9	4	10
Nieren-Szi	^{99m}Tc DTPA	1	2	1
	^{197}Hg	13	1	1
	^{203}Hg	83	15	13

Maushart, R. *

MESSUNG VON KONTAMINATIONEN IN DER NUKLEARMEDIZIN

Summary:

A Xenon-filled large area proportional counter tube has been developed. It's counting yield for low energy gamma emitting radio-isoopes like ^{125}J is better than that of the usual methane proportional counters by a factor of more than 20, and no counting gas supply is needed. This makes the new BZ 200 X–P an ideal detector for contamination monitors used in nuclear medicine.

1. Anforderungen an nuklearmedizinische Kontaminationsmonitore

Die Verwendung von Radionukliden zur nuklearmedizinischen In-vivo- und In-vitro-Diagnostik stellt die Strahlenschutzmeßtechnik in zweierlei Hinsicht vor ungewöhnliche Aufgaben.

Zum einen ist es in der Nuklearmedizin besoners schwierig, Kontaminationen zu vermeiden. Der Patient stellt selbst eine offene Quelle dar. Im Labor laufen große Probenreihen mit einer Unzahl von Misch-, Pipettier- und Transferiervorgängen. Beides geht auch bei sorgfältigem Arbeiten selten ganz ohne mehr oder weniger schwerwiegende Verbreitung der radioaktiven Ausgangssubstanz, Ausscheidungen und Lösungen ab. Es muß also besonders häufig auf Kontaminationen überwacht werden, und zwar mit Meßgeräten, die dazu geeignet sind, unerkannte Kontaminationen auf großen Flächen rasch und sicher aufzufinden.

Dazu braucht man – Forderung Nr. eins – Monitore mit großer wirksamer Detektorfläche und – wegen der besseren Handlichkeit – mit integriertem Detektor.

Zum anderen werden in der Nuklearmedizin gerne "exotische" Radioisotope benutzt, die anderswo kaum zum Einsatz kommen: beispielsweise K-Strahler wie ^{51}Cr, ^{57}Co oder ^{75}Se, und bei den verschiedenen In-vitro-Tests vornehmlich das ^{125}J. Dies wiederum bedingt, vor allem wenn die im Entwurf der neuen Strahlenschutzverordnung genannten Nachweisgrenzen (Tabelle 1) erreicht werden sollen, Detektoren mit hohem Wirkungsgrad für die genannten Nuklide, – Forderung Nr. zwei.

Tab. 1 **GRENZWERTE DER OBERFLÄCHENKONTAMINATION (μCi/cm^2)**

(Novellierte Fassung der Strahlenschutzverordnung, Entwurf vom 16.11.75)

	Arbeitsplätze und Schutzkleidung im Kontrollbereich	Arbeitsgegenstände, Kleidung, Wäsche im betrieblichen Überwachungsbereich	Arbeitsgegenstände Kleidung Wäsche außerhalb vom betrieblichen Überwachungsbereich
Alphastrahler mit Freigrenze $< 10^{-7}$ Ci	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}
Sonstige Nuklide	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}

Messung gemittelt über 100 cm^2

* BF-Vertriebs-GmbH, D – 7547 Wildbad

2. Ein neues Xe-gefülltes Proportionalzählrohr für nuklearmedizinische Kontaminationsmonitore

Beide Forderungen ließen sich bisher nicht optimal mit einem einzigen Gerät erfüllen.

Zwar sind Monitore vom Typ "Contamat" oder "Minicont" mit Großflächendurchflußzählrohren gerade in der Nuklearmedizin weit verbreitet. Sie weisen auch eine ganze Reihe unbestreitbarer Vorteile auf, wie Handlichkeit bei der Benutzung, große Fensterfläche (bis zu 200 cm^2) und universelle Einsatzmöglichkeit. Die Nachweisgrenze eines solchen Monitors für Radionuklide wie ^{125}J liegt jedoch — wegen des geringen Absorptionswirkungsgrades für Gammastrahlung — kaum besser als 10^{-4} $\mu Ci/cm^2$.

Eine erhebliche Verbesserung in dieser Hinsicht erzielt man durch Verwendung von Szintillationsdetektoren, bevorzugt mit dünnen (1 — 3 mm) NaJ(Tl)-Kristallen. Dafür muß man hier aber wesentliche andere Nachteile in Kauf nehmen: die Detektorfläche ist begrenzt (ca. 10 — 30 cm^2) und es können ausschließlich Gammastrahler nachgewiesen werden.

In dieser Situation wurde bei der Firma Labor Berthold ein neues Proportionalzählrohr als Detektor speziell für nuklearmedizinische Kontaminationsmonitore entwickelt und so ein Gerät mit wesentlich verbesserten Nachweiseigenschaften geschaffen. Das Resultat ist ein Xe-gefülltes Großflächenproportionalzählrohr mit einem Alu-Fenster von 200 cm^2 Fläche und ca. 25 mg/cm^2 Flächendichte, das einen mehr als 20-fach höheren Wirkungsgrad für niederenergetische Gammastrahlung aufweist als methangefüllte Zählrohre und einen etwa 3-fach höheren als Argon-Methan-gefüllte (siehe Tabelle 2). Es können damit ß-Strahler ab 0.3 MeV Maximalenergie mit den üblichen Nachweisempfindlichen gemessen werden. Die Nachweisgrenze für flächig verteiltes ^{125}J konnte somit auf ca. 5×10^{-6} $\mu Ci/cm^2$ gesenkt werden.

Tab. 2 **WIRKUNGSGRAD VON PROPORTIONALZÄHLROHREN FÜR ^{125}J BEI VERSCHIEDENEN ZÄHLGASEN**

^{125}J	Absolute Ansprechwahrscheinlichkeit %	Faktor		Effektive Dicke der Gasschicht mm	Dicke des Fensters mg/cm^2	E^2/B x 100
Methan	0.28	1		19	0.9	0.016
Argon Methan 90 : 10	2.05	7.3	1	19	0.9	0.7
Xenon	5.8	20.7	2.83	15*	25 (Alu)	3.4

* Fülldruck 780 kPa

3. Überlegungen, die zur Entwicklung des neuen Xe-Proportionalzählrohres geführt haben

Das Ansprechvermögen von GM- oder Proportionalzählrohren für die einzelnen Strahlungsarten und damit die Nachweisgrenze für vorgegebene Radioisotope wird durch zwei Faktoren Bestimmt:

- die Schwächung durch **Absorption im Detektorfenster** spielt für α -Strahlung die entscheidende, für ß-Strahlung eine wesentliche und für γ -Strahlung so gut wie gar keine Rolle

- der **Zählwirkungsgrad** als Funktion von Geometrie, Kathodenmaterial und Gasfüllung ist für α - und ß-Strahlung praktisch gleich 1; für γ-Strahlung dagegen nur in der Größenordnung 0.01.

Daraus folgt das Bauprinzip eines zum Nachweis jeder Art von Strahlung optimal geeigneten Detektors: er muß ein dünnes Fenster ($<$ 1 mg/cm^2) haben und mit einem Zählgas hoher Ordnungszahl, wie beispielsweise Xenon, in möglichst dicker Schicht gefüllt sein.

Daß sich ein solcher Detektor in der Praxis nicht – oder mindestens nur völlig unwirtschaftlich – verwirklichen läßt, hat seinen Grund in den technischen Unzulänglichkeiten dünner Fensterfolien.

Wählt man sie so dünn, daß noch α -Strahlung hindurchkommt (1 – 2 mg/cm^2 maximal), dann sind sie gasdurchlässig. Das Zählrohr muß also im Durchfluß betrieben werden; dafür sind aber Zählgase hoher Ordnungszahl zu teuer.

Wenn dagegen auf den Nachweis von α -Strahlung verzichtet wird, so kann eine Folie gefunden werden, die für weiche Betas, etwa ^{14}C – noch ausreichend durchlässig ist, aber doch auch schon dicht genug, um eine permanente Zählgasfüllung zu ermöglichen. Allerdings ist diese Folie dann mechanisch sehr empfindlich. Bei Beschädigung muß nicht nur die Folie erneuert, sondern auch das Zählrohr neu gefüllt werden. Das kann für den praktischen Gebrauch einen gewissen Nachteil bedeuten.

Nachdem jedoch in der Nuklearmedizin weder α - noch normalerweise weiche ß-Strahler Anwendung finden, bietet es sich an, die Fensterfolie so dick zu wählen, daß weder aus der Dichtheit noch aus der mechanischen Widerstandsfähigkeit mehr Probleme erwachsen. Ein derartiges Zählrohr mit Xe-Füllung ist die ideale Basis für einen Kontaminationsmonitor für die Nuklearmedizin. Er benötigt keine ständige Zählgasversorgung, hat eine Fensterfolie in gleicher Größe wie die bisherigen Monitore mit Proportionaldurchflußzählrohren, aber eine sehr viel höhere Nachweisempfindlichkeit als diese für die K-Strahler und besonders für ^{125}J.

4. Nachweisgrenzen

In (1) sind die Impulsraten pro Flächenkontamination für die wichtigsten Detektoren einschließlich des neuen Xe-Zählrohres und für eine Reihe von typischen Radionukliden zusammengestellt.

Aus den dort gegebenen Zahlenwerten lassen sich in Gruppen zusammengefaßte Nachweisgrenzen berechnen, die in Tabelle 3 gezeigt werden. Daraus ergibt sich klar die Überlegenheit des Xe-Zählrohres für den Nachweis der in der Nuklearmedizin besonders wichtigen K-Strahler. Wegen der größeren Fläche des Zählrohres ist für flächig verteilte Präparate die Nachweisgrenze des neuen Xe-Detektors sogar niedriger als bei den üblichen Szintillationszählern. Besonders geeignet erscheint dieses Zählrohr auch zum Einsatz in nuklearmedizinischen Hand-Fuß-Monitoren.

Tab. 3 **NACHWEISGRENZEN VERSCHIEDENER DETEKTOREN FÜR FLÄCHIGE KONTAMINATION**

		GM-Endfenster-Zählrohr Fläche ca. 6 cm²	Szintillationszähler 30 mm ϕ x 3 mm Fläche ca. 7 cm²	Methan-Durchfluß-Proportionalzählrohr Fläche ca. 150 cm²	Xenon-gefülltes Proportionalzählrohr Fläche ca. 150 cm²
reine γ-Strahler	^{125}J				
	^{75}Se				
	^{57}Co				
	^{51}Cr				
β- und γ-Strahler	^{59}Fe				
	^{60}Co				
	^{131}J				
	^{203}Hg				
	^{137}Cs				
weiche β-Strahl.	^{14}C				

Nachweisgrenze besser als 10^{-5} µCi/cm²

Nachweisgrenze besser als 10^{-4} µCi/cm²

Nachweisgrenze besser als 10^{-3} µCi/cm²

Nachweisgrenze schlechter als 10^{-3} µCi/cm²

Literatur

(1) **Maushart, R;** Strahlenschutz in der Nuklearmedizin — meßtechnische Aspekte. Vortrag bei der Jahrestagung der Deutschen Gesellschaft für Medizinische Physik e.V., Heidelberg; 5. — 8. Mai 1976.

Hauptthema 3

BEFÖRDERUNG RADIOAKTIVER STOFFE

Wehner, G[1)]

ERFAHRUNGEN UND KONSEQUENZEN BEI DER BEFÖRDERUNG RADIOAKTIVER STOFFE AUS BEHÖRDLICHER SICHT

Zusammenfassung

In dem Vortrag wird zunächst ein Überblick über den Umfang der Beförderung radioaktiver Stoffe in der Bundesrepublik und der bekanntgewordenen Zwischenfälle gegeben. Nach einigen Ausführungen zum Verhältnis zwischen Verkehrs- und Atomrecht wird dann auf Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe eingegangen. Neben der Weiterentwicklung der materiellen Schutzvorschriften werden hier insbesondere die Verbesserungen herausgestellt, die durch organisatorische und administrative Maßnahmen erreicht werden können.

Einleitung

Wie bei Kernanlagen und beim Umgang mit radioaktiven Stoffen so unterscheidet man auch bei deren Beförderungen zwischen Schutzmaßnahmen für die Sicherheit und solchen für die Sicherung. Es sind hier die beiden Komplexe gemeint, die im Englischen mit den Worten "Safety" und "Security" bezeichnet werden. Unter Sicherheitsmaßnahmen sind daher solche Maßnahmen zu verstehen, die ergriffen werden müssen, um Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung innisierender Strahlen zu schützen, wobei immer davon ausgegangen wird, daß niemand um Schaden anzurichten, Sicherheitsmaßnahmen in böswilliger Absicht außer Kraft setzt oder ganz unterläßt. In einer Gesellschaft, in der diese Voraussetzungen nicht mehr als erfüllt angesehen werden können, sind neben den Sicherheitsmaßnahmen auch Sicherungsmaßnahmen erforderlich, d.h. Maßnahmen, die getroffen werden müssen, um solche Kernanlagen und radioaktive Stoffe, die im Falle des Mißbrauchs

---

1) Bundesministerium des Innern, Bonn
Rheindorfer Straße 198

ein besonderes Gefährdungspotential darstellen würden, dem Zugriff Unbefugter zu entziehen. Die Tatsache, daß ich in diesem Vortrag nur auf Sicherheitsaspekte eingehen werde, liegt nicht nur an der begrenzten Vortragszeit, sondern auch daran, daß Überlegungen zu Sicherungsmaßnahmen natürlich schlecht in aller Öffentlichkeit durchgeführt werden können.

Umfang

Die Beförderung radioaktiver Stoffe hat in den letzten Jahren an Umfang stark zugenommen und mit einer weiteren Zunahme ist für die Zukunft zu rechnen. Eine umfassende Statistik - und sei es auch nur in Form einer Abschätzung - aller Beförderungsvorgänge gibt es bis heute noch nicht; Vorschläge für entsprechende Untersuchungsaufträge werden vom Bundesminister des Innern jedoch z.Zt. geprüft. Ich will hier zunächst versuchen, anhand des bereits vorliegenden Materials einen kurzen Überblick über die zeitliche Entwicklung der Beförderungsvorgänge und ihre Verteilung auf die verschiedenen Verkehrsträger zu geben.

Über die Beförderung von Kernbrennstoffen liegen relativ detaillierte Angaben vor, da diese Beförderungsvorgänge gemäß § 4 des Atomgesetzes/1/ genehmigungspflichtig sind. In der zweiten Spalte der Tabelle 1 sind die Zahlen der von der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt in den letzten Jahren erteilten Genehmigungen zusammengestellt. Wie man sieht, ist die Zahl der erteilten Genehmigungen in den letzten Jahren kleiner geworden, während die Zahl der durchgeführten Transporte stark gestiegen ist. Dies liegt daran, daß viele Kernbrennstofftransporte im Rahmen einer sogenannten allgemeinen Genehmigung durchgeführt werden. Eine Meldepflicht für die einzelnen Transporte

besteht nur für Großquellen und für die nukleare Sicherheitsklasse III (Spalten 3 und 4 der Tabelle 1). Aus dem bei der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt vorliegenden Material können daher nur für diese Transporte weitere Daten bezüglich Art des beförderten radioaktiven Stoffes und des Verkehrsträgers zusammengestellt werden. In Tabelle 1 sind als Beispiel einige Zahlen für Plutoniumtransporte angegeben. Da die Zahl der Genehmigungsinhaber recht begrenzt ist, lassen sich bei Bedarf statistische Angaben für den nichtmeldepflichtigen Bereich ohne großen Aufwand feststellen. Das weitere Anwachsen der Kernbrennstofftransporte hängt naturgemäß eng mit dem projektierten Zuwachs der Kernenergie zusammen. Detaillierte Abschätzungen hierüber liegen vor/2/.

Tabelle 1: Übersicht über den Umfang von Kernbrennstofftransporten

Jahr	Zahl der Genehmigungen nach § 4 AtG	Zahl der durchgeführten meldepflichtigen Transporte			
		Großquellen (Aktivität je Transport 20 Ci und mehr)	nukleare Sicherheitsklasse III	Großquellen und nukleare Sicherheitsklasse III gleichzeitig	Plutoniumtransporte (Lufttransporte)
1972	232	59	150	33	28(7)
1973	270	71	301	32	36(3)
1974	235	96	281	30	56(9)
1975	191	184	160	31	78(8)

Tabelle 2: Abschätzung des Transportumfanges von sonstigen radioaktiven Stoffen

Jahr	Anzahl der Versandstücke in 10.000			
	Straße	Bahn	Flugzeug	
1968	11	3,1	1,2	
1969	14	4,2	1,5	
1970	17	5,1	1,9	
1971	23	6,9	2,2	
1972	25	7,4	2,6	
1973	27	7,9	3,4	
1974	31	9	3,9	

Wesentlich unvollständiger sind unsere Kenntnisse über die Beförderung von sonstigen radioaktiven Stoffen. Umfassende Angaben gibt es hier nur für den Bereich der Bundesbahn. Außerdem gibt es noch Zusammenstellungen des Bundesamtes für gewerbliche Wirtschaft über die Anzahl der jährlich ein- und ausgeführten Sendungen mit radioaktiven Stoffen,wobei bis zum Jahre 1971 vom Bundesamt eine Aufschlüsselung nach den verschiedenen Verkehrsträgern vorgenommen wurde. Aus diesen Zahlen, auf die an anderer Stelle ausführlicher eingegangen wird /3/, lassen sich unter einigen

plausiblen Annahmen auch die Größenordnungen der jährlichen Beförderungsvorgänge sonstiger radioaktiver Stoffe für die Verkehrsträger Straße und Flugzeug abschätzen. Diese Annahmen sind:

1. Lufttransporte erfolgen nur in Verbindung mit Ein- und Ausfuhrvorgängen.

2. Pro Lufttransport fällt im Inland ein Straßentransport an.

3. Pro Bahntransport fallen zwei Straßentransporte an (Zu- und Ablieferung vom Bahnhof).

4. Die Zahl der reinen Straßentransporte ist gleich der Zahl der von der Bundesbahn durchgeführten Transporte.

Unter diesen Annahmen, von denen die unter 4. sicher mit dem größten Unsicherheitsfaktor behaftet ist, ergeben sich die in Tabelle 2 zusammgestellten Zahlen. Wie man sieht, ist der Anstieg in den letzten Jahren doch recht beachtlich und es spricht nichts dafür, daß die Steigerungsrate in Zukunft geringer sein sollte.

Zwischenfälle

Im folgenden sollen einige Bemerkungen zu den angezeigten Zwischenfällen gemacht werden. Vergleicht man die beim Bundesminister des Innern geführte Kartei der Zwischenfälle bei der Beförderung radioaktiver Stoffe mit dem vorstehend abgeschätzten Transportaufkommen, so ergibt sich zum Beispiel für das Jahr 1974 das in Tabelle 3 gezeigte Bild. Unter Verlust soll allgemein das vorübergehende oder dauernde Abhandenkommen eines radioaktiven Stoffes verstanden werden, so daß Diebstähle hier eingeschlossen

sind. Unfälle werden alle Ereignisse genannt, die eine Beschädigung des Versandstückes zur Folge haben. Man sollte nun aus diesen Zahlen nicht schließen, daß die Bahn ein besonders unzuverlässiges Verkehrsmittel sei. Es ist vielmehr wahrscheinlich, daß die Dunkelziffer bei den übrigen Verkehrsträgern höher ist. Die Aufsicht über die Beförderung radioaktiver Stoffe durch die Bundesbahn wird vom Bundesbahnzentralamt Minden, also in diesem Falle vom Beförderer selbst vorgenommen. Bei der straffen Organisation der Bundesbahn hat das Bundesbahnzentralamt einen vollständigen Überblick über die Zwischenfälle in diesem Bereich. Zahl und - soweit erforderlich - besondere Einzelheiten der Zwischenfälle werden jeweils in den Jahresberichten des Bundesbahnzentralamtes Minden genannt. Bei den übrigen Verkehrsträgern liegen die Verhältnisse ungünstiger. Zunächst ist in den meisten Bundesländern die Zuständigkeit für die Aufsicht auf mehrere Behörden aufgeteilt, worauf später noch im einzelnen eingegangen wird. In diesen Fällen wird vermutlich die zuständige Aufsichtsbehörde nur in den Fällen unterrichtet, in denen der Verlust des Versandgutes eindeutig festgestellt oder Zwischenfälle mit radiologischen Konsequenzen verbunden sind. Außerdem ist auch die Weitergabe der Meldungen innerhalb des Behördenapparates, die zur Zeit noch auf einer Regelung aus dem Jahre 1965 beruht, schwerfällig und bedarf der Neuorganisation.

Tabelle 3: Vergleich der dem BMI für das Jahr 1974 bekannt gewordenen Zwischenfälle bei der Beförderung radioaktiver Stoffe mit dem geschätzten Transportaufkommen

Verkehrsträger	Zahl der Beförderungsforgänge	Verluste (davon wiedergefunden)	Unfälle (davon mit Kontaminationen)
Straße	310 000	2 (2)	1 (0)
Bahn	90 000	25 (19)	4 (0)
Flugzeug	39 000	1 (1)	1 (1)
Schiff	1 000	0	0

Bei einem Überblick auf die in den letzten Jahren sowohl in der Bundesrepublik als auch im Ausland bekanntgewordenen Vorkommnisse bei der Beförderung radioaktiver Stoffe kann man zusammenfassend folgendes feststellen:

1. Bis heute hat es bei Beförderungsvorgängen, die im Rahmen der friedlichen Nutzung der Kernenergie durchgeführt wurden, keinen Unfall mit katastrophalen oder auch nur erheblichen Folgen gegeben.

2. Bei der weitaus überwiegenden Zahl aller Unfälle blieb die innere Umschließung des radioaktiven Stoffes intakt, d.h. Kontaminationen traten nicht auf.

3. Bei der Beförderung radioaktiver Stoffe im Expreßgutverkehr der Bundesbahn besteht ein relativ hohes Diebstahlrisiko, da die Versandstücke teilweise unbeaufsichtigt auf Bahnsteigen abgestellt werden.

4. Im Straßenverkehr tritt häufig der Verlust von unzureichend gesicherten Versandstücken während der Fahrt auf. Auch hier dürfte das Diebstahlrisiko hoch sein, wenn für die Beförderung keine allseits geschlossenen Fahrzeuge verwendet werden

5. Es wurden mehrfach über Nacht abgestellte Fahrzeuge gestohlen, die mit ortsveränderlichen Geräten zur technischen Gammaradiographie beladen waren. (Diese Fahrzeuge wurden in allen Fällen kurz nach dem Diebstahl mit dem Gerät wieder aufgefunden.)

Schließlich seien hier noch einige besonders spektakuläre Unfälle ohne Anspruch auf Vollständigkeit aufgezählt.

- Am 20. November 1970 entgleiste im Landkreis Harburg ein Güterzug. Dabei wurden zwei Transportbehälter, die je 2 t auf 2,55 % an Uran 235 angereichertes Uranhexafluorid enthielten, von ihrem Wagen, der als erster hinter der Lokomotive lief, geschleudert. Der eine stürzte auf die Bahngleise, der andere auf eine tiefer gelegene sumpfige Wiese, wobei er sich mehrfach überschlug und erst nach dem dritten Aufschlag liegen blieb. Da der Zug eine Geschwindigkeit von 90 - 100 km pro Stunde hatte, radioaktive Stoffe bei dem Unfall nicht freigesetzt wurden und die strahlen- und wasserabschirmende Wirkung des Transportbehälters erhalten blieb, kann dieser Unfall als ein Beweis für die Zuverlässigkeit des betreffenden Typ-B-Behälters angesehen werden.

- Am 30. Januar 1972 rollte im Bahnhof Graben-Neudorf ein Versandstück mit 0,5 Gramm metallischem Plutonium von einem Gepäckkarren auf die Gleise und wurde von einem durchfahrenden D-Zug erfaßt. Die Typ-B-Verpackung wurde zerstört, Teile davon von dem D-Zug, der durch eine

Schnellbremsung zum Stehen gebracht wurde, bis zu 200 m weit mitgeschleift. Das Plutonium selbst, das in Glasampullen und zusätzlich in einer Stahlhülse verpackt war, wurde erst nach langer Suche gefunden. Die Glasampullen waren zerstört, die Metallhülse über dicht geblieben, so daß auch bei diesem schweren Unfall keine Kontaminationen aufgetreten sind.

- Am 9. Februar 1973 wurde ein im Bahnhof Kreiensen zur Umladung bestimmtes Versandstück entwendet und der Inhalt (10 Millicurie Phosphor - 32) nach Herausnahme aus der dichten Umschließung (Blechdose) mit der Bleiabschirmung gegen das Bahnhofsgebäude geworfen. Wegen der starken Kontaminationen mußte die Umgebung der Unfallstelle etwa 1/2 Jahr abgesperrt werden, bis der radioaktive Stoff genügend weit abgeklungen war.

- Am 22. Oktober 1974 wurde beim Entladen einer Frachtmaschine einer englischen Chartergesellschaft auf dem Flughafen Düsseldorf festgestellt, daß ein Versandstück, das 50 Millicurie Yttrium-90 in flüssiger Form enthielt, beschädigt war und Teile der Ladung und des Flugzeugfrachtraumes kontaminiert waren. Dieser Vorfall gab Anlaß, die internationalen Verpackungsvorschriften für Typ-A-Verpackungen für flüssige radioaktive Stoffe noch einmal zu überdenken. Es ist vorgesehen, für nicht zu große Flüssigkeitsvolumen auf jeden Fall die Verpackung in saugfähigem Material zu verlangen.

- Im Dezember 1974 wurden in Südfrankreich auf der Strecke zwischen Narbonne und Malvesi aus einem fahren Zug 53 kg pulverförmiges Magnesiumuranat verloren. Das Material wurde auf einer Strecke von etwa 5 km auf den Schienen verteilt. Neben dem Gleiskörper konnte keine Kontamination festgestellt werden, da Magnesiumuranat ein hohes

spezifisches Gewicht hat und zur Zeit des Vorfalles Windstille herrschte. Die Strecke wurde gesperrt bis die Dekontamination durch Fachleute der CEA vorgenommen worden war.

- Ebenfalls im Jahre 1974 gab es in den USA bei der Beförderung eines Strahlers für ein Radiogammagraphiegerät einen schwerwiegenden Unfall. Die Quelle befand sich bei der Beförderung im Laderaum eines Passagierflugzeuges nicht vollständig in der abgeschirmten Position, so daß Strahlenexpositionen der Flugzeugpassagiere von bis zu 8 rem auftraten. Der Vorfall erregte in den USA großes Aufsehen und führte zur Gründung einer Arbeitsgruppe zur Untersuchung der Beförderungsvorschriften radioaktiver Stoffe durch das Joint Committee on Atomic Energy. Die Ergebnisse dieser Arbeitsgruppe haben in den USA bereits zu einigen Verschärfungen von Beförderungsbestimmungen geführt; mit weiteren ist zu rechnen.

Verkehrs- und Atomrecht

Bevor ich nun zu den Konsequenzen komme, die aus den bisher gewonnenen Erfahrungen gezogen wurden und noch gezogen werden sollen, möchte ich hier doch noch einige Ausführungen über die Bedeutung des Atomrechtes einerseits und des Verkehrsrechtes andererseits sowie über die Abgrenzung der beiden Rechtsgebiete im Bereich der Beförderung radioaktiver Stoffe machen.

Die radioaktiven Stoffe nehmen wegen ihrer Gefährlichkeit und der bedeutenden Rolle, die sie heute im Bewußtsein der Öffentlichkeit spielen, eine Sonderstellung unter den gefährlichen Stoffen ein. Bei ihrer Beförderung müssen daher nicht nur die verkehrsrechtlichen, sondern auch die atom-

rechtlichen Vorschriften beachtet werden. Diese Doppelgleisigkeit ist nötig, weil das Verkehrsrecht so aufgebaut ist, daß die Beförderung der radioaktiven Stoffe praktisch von jedermann durchgeführt werden kann, wenn er dabei die verkehrsrechtlichen Bestimmungen einhält, die im wesentlichen aus Anforderungen an die Verpackung bestehen. In bestimmten Fällen werden auch an die Art der Verladung und der Fahrzeuge sowie an die Durchführung der Transporte Forderungen gestellt. Verkehrsrechtliche Beförderungsgenehmigungen werden weitgehend in Form von Versandstückmustergenehmigungen erteilt. Eine verkehrsrechtliche Genehmigung des Beförderungsvorganges selbst gibt es nur in Sonderfällen. Durch das atomrechtliche Genehmigungsverfahren wird sichergestellt, daß bei den Beförderungsvorgängen, die für die Öffentlichkeit ein besonderes Gefährdungspotential darstellen könnten, nicht nur die verkehrsrechtlichen Bestimmungen eingehalten werden, sondern daß zusätzlich

1. die Beförderung durch zuverlässige Personen organisiert und durchgeführt wird,

2. die Beförderung durch Personen durchgeführt wird, die die notwendigen Kenntnisse über mögliche Strahlengefährdungen und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen haben,

3. die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung der gesetzlichen Schadenersatzverpflichtungen getroffen ist,

4. der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,

5. die Art, Zeit und der Weg der Beförderung so gewählt werden, daß öffentliche Interessen der Beförderung nicht entgegenstehen.

Die Schwelle, oberhalb der eine atomrechtliche Genehmigung erforderlich ist, ist für die einzelnen Verkehrsträger unterschiedlich hoch angesetzt. Im Straßenverkehr, an dem praktisch jeder teilnehmen kann und in dem eine erhöhte Unfall-, Verlust- und Diebstahlhäufigkeit besteht, muß fast jede Beförderung radioaktiver Stoffe im Rahmen einer Genehmigung erfolgen (ausgenommen sind lediglich die in der Randnummer 2451 a der Anlage A der Gefahrgutverordnung Straße/4/ genannten radioaktiven Stoffe). Bei den übrigen Verkehrsträgern (Bahn, Flugzeug und Seeschiff) wird der Transport der radioaktiven Stoffe durch große staatliche oder private Gesellschaften durchgeführt, die Unfall, Verlust- und Diebstahlwahrscheinlichkeit ist im allgemeinen kleiner, so daß in diesem Bereich zur Zeit nur Beförderungen von Kernbrennstoffen atomrechtlich genehmigungspflichtig sind. Es ist jedoch vorgesehen, auch die Beförderung von Großquellen (Begriffsbestimmung siehe z.B. Randnummer 2450 Bemerkung 5 der Anlage A der Gefahrgutverordnung Straße) unter Genehmigungspflicht zu stellen.

Eine Beförderung radioaktiver Stoffe durch Binnenschiffe findet zur Zeit praktisch nicht statt. Formal ist für diesen Verkehrsträger die gleiche Regelung wie für den Straßenverkehr getroffen worden.

Die erforderliche Kompetenzabgrenzung zwischen dem für das Verkehrsrecht zuständigen Bundesminister für Verkehr und dem für das Atomrecht zuständigen Bundesminister des Innern ist im Gesetz über die Beförderung gefährlicher Güter/5/ vorgenommen worden. Durch dieses Gesetz wurde der § 12 des Atomgesetzes dahingehend geändert, daß die Ermächtigung zum Erlaß von Rechtsverordnungen, die Sicherheitsvorschriften für die Beförderung radioaktiver Stoffe enthalten, jetzt ausschließlich beim Bundesminister für Verkehr liegt. Rechtsverordnungen, die Sicherungsmaßnahmen beinhalten, können jedoch weiterhin vom Bundesminister

des Innern erlassen werden. Ebenso bleibt die im § 11 des Atomgesetzes festgelegte Ermächtigungsvorschrift zur Durchführung von Genehmigungsverfahren bei der Beförderung radioaktiver Stoffe in der Zuständigkeit des Bundesministers des Innern. Der Bundesminister des Innern wird natürlich im Rahmen seiner Gesamtverantwortung für die Sicherheit bei der friedlichen Nutzung der Atomenergie auch die weitere Entwicklung der Sicherheitsvorschriften bei der Beförderung radioaktiver Stoffe aufmerksam verfolgen und - wie bisher - bei Verhandlungen mit der internationalen Atomenergiebehörde die Bundesregierung vertreten.

Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit

Die Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe kann nicht nur durch verschärfte Anforderungen an die Verpackung dieser Stoffe (Verbesserungen der materiellen Schutzvorschriften), sondern auch durch organisatorische und administrative Maßnahmen verbessert werden.

Wie notwendig gerade diese Maßnahmen sind, zeigt eine vom Bundesminister des Innern herausgegebene Zusammenstellung der für die Beförderung radioaktiver Stoffe zuständigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden /6/. Hier soll auf Einzelheiten nicht näher eingegangen werden, sondern als Beispiel für die Kompetenzzersplitterung nur das Land Nordrhein-Westfalen genannt werden, wo die atomrechtliche Aufsicht über die Beförderung radioaktiver Stoffe von 5 verschiedenen Behörden (Kreispolizei bzw. Landespolizeibehörden, Landesministerium für Wirtschaft, Wasserschutzpolizei , Regierungspräsidenten und Gewerbeaufsichtsämter) durchgeführt wird, die ihrerseits 3 verschiedenen obersten Landesbehörden unterstehen. Wenn eine

ähnliche Aufstellung der verkehrsrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden vorliegt, soll versucht werden, die Zuständigkeiten soweit wie möglich zu straffen und zu koordinieren.

Eng verknüpft mit den vorstehend genannten Maßnahmen ist die Verbesserung der Aufsicht über die Beförderungsvorgänge. Eine Umfrage bei den einzelnen Bundesländern hat ergeben, daß nur die Beförderung von Kernbrennstoffen und Großquellen in einigermaßen ausreichender Weise überwacht und kontrolliert wird. Bei den übrigen Beförderungsvorgängen ist dies nicht der Fall. Hier erfolgen Überprüfungen bei den einzelnen Genehmigungsinhabern in den meisten Ländern nur dann, wenn eine Unregelmäßigkeit bekannt geworden ist. Da die besten Vorschriften nichts nützen, wenn ihre Einhaltung nicht kontrolliert wird, ist eine Verbesserung der Aufsicht dringend erforderlich. Hierzu ist neben Festsetzungen über die Häufigkeit von Kontrollen und die Festlegung eines Meldesystems über diese Kontrollen (evtl. könnten diese Meldungen in die Jahresberichte der Gewerbeaufsichtsämter einbezogen werden) vor allem eine spezielle Ausbildung des Aufsichtspersonals erforderlich.

Die Straffung und Vereinheitlichung der Genehmigungsverfahren stellt einen weiteren Punkt im Katalog der Verbesserungsmaßnahmen dar. Als erster Erfolg dieser Bemühungen kann die Tatsache gewertet werden, daß seit dem 31. Oktober 1975 nicht nur die Genehmigung für die Beförderung von Kernbrennstoffen, sondern auch die Genehmigungen für die Beförderungen von Großquellen von der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt erteilt werden, so daß jetzt eine Behörde alle besonders gefährlichen Beförderungsvorgänge genehmigt. Für bestimmte typische genehmigungspflichtige Beförderungsvorgänge die in der Zuständigkeit der Länderbehörden verbleiben, werden zur Zeit Muster-

genehmigungen ausgearbeitet. Dadurch sollen die Genehmigungsinhalte und insbesondere die Auflagen, die für diese Beförderungsvorgänge erforderlich sind, vereinheitlicht werden. Es ist vorgesehen, diese Mustergenehmigungen selbst im Umfang möglichst gering zu halten und durch Merkblätter an Genehmigungsbehörden und Genehmigungsinhaber zu ergänzen.

Ein weiterer Punkt ist die Verbesserung des Melde- und Hilfsystems bei Unfällen. Es muß gewährleistet sein, daß Unfälle mit radioaktiven Stoffen unverzüglich gemeldet werden, geeignete Absperrmaßnahmen sofort eingeleitet werden und daß ein Sachverständiger, der über die weiteren Maßnahmen zu entscheiden hat, möglichst schnell am Unfallort erscheint. Hierzu ist neben genauen Anweisungen an das Beförderungspersonal insbesondere eine Abstimmung zwischen den örtlichen Polizeidienststellen und den fachlich zuständigen Behörden erforderlich. Falls bei Unfällen größere Mengen radioaktiver Stoffe freigesetzt werden, muß ggf. ein Rückgriff auf das für kerntechnische Anlagen geschaffene Notfallschutzsystem möglich sein.

Schließlich könnten bestimmte Beförderungsvorgänge nicht genehmigt, d.h. praktisch verboten werden, wenn bei einer bestimmten Beförderungsart im Falle eines Unfalles mit einer erheblichen Gefährdung der Öffentlichkeit gerechnet werden muß und eine Beförderung der in Frage kommenden radioaktiven Stoffe auch auf eine andere Art erfolgen kann. Eine Handhabe hierzu liefert z.B. § 4 Abs. 2 des Atomgesetzes, wonach eine Genehmigung zur Beförderung von Kernbrennstoffen nur erteilt werden darf, wenn überwiegende öffentliche Interessen der Wahl der Art, der Zeit und des Weges der Beförderung nicht entgegenstehen. Als Beispiel wäre hier der Luft-

transport von Plutonium zu nennen, der in den USA zur Zeit praktisch verboten ist, bis ein absturz- und explosionssicherer Transportbehälter für Lufttransporte von Plutonium entwickelt, geprüft und zugelassen ist. Obwohl die Bundesregierung ein vergleichbares generelles Verbot nicht in Erwägung zieht, wird zur Zeit doch geprüft, ob in allen in Frage kommenden Fällen des Lufttransportes von Plutonium die oben genannte Genehmigungsvoraussetzung erfüllt ist.

Zum Schluß möchte ich noch einige Ausführungen über Maßnahmen zur Verbesserung der materiellen Schutzvorschriften machen. Die Anforderungen an die Verpackung und die Transportfahrzeuge sind in den nationalen verkehrsrechtlichen Beförderungsvorschriften festgelegt, die ihrerseits auf internationalen Vereinbarungen der verschiedenen Verkehrsträger beruhen. Diese Vereinbarungen wiederum gehen auf die von der Internationalen Atomenergiebehörde ausgearbeiteten Transportvorschriften zurück/7/. Dadurch wird gewährleistet, daß die Anforderungen an die Verpackung für alle Verkehrsträger und in allen Ländern die gleichen sind; zwei Voraussetzungen, ohne die eine sichere Beförderung radioaktiver Stoffe auf internationaler Ebene nicht möglich wäre. Änderungen der materiellen Beförderungsvorschriften auf nationaler Ebene müssen daher wenn irgend möglich vermieden werden. Verbesserungen, die uns notwendig erscheinen, müssen vielmehr auf internationaler Ebene durchgesetzt werden. Beispiele, bei denen dies bisher geschehen ist, sind zum Beispiel die bereits erwähnte Verschärfung der Vorschriften für Typ A-Verpackungen von flüssigen radioaktiven Stoffen und die in der Neufassung des ADR (Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route) vorgesehenen Regelung, daß Tankcontainer, die für die Beförderung radioaktiver Stoffe ver-

wendet worden sind, für die Beförderung anderer Stoffe und somit insbesondere für die Beförderung von Lebensmitteln nicht mehr verwendet werden dürfen. In Zukunft werden wir uns insbesondere Gedanken darüber machen müssen, inwieweit die Anforderungen an Typ B-Verpackungen verschärft werden müssen. Die derzeitigen Prüfbedingungen für die mechanische Stabilität (freier Fall aus 9 m Höhe auf eine ebene Aufprallplatte und aus 1 m Höhe auf eine Aufprallplatte mit Dorn) sind zwar für schwere Verpackungen sehr streng, nicht aber für leichtere. Es wird daher eine zusätzliche Prüfung in Betracht gezogen, die zum Beispiel aus dem Fall von Prüfkörpern bestimmter Masse auf den Prüfling bestehen könnte. Ein weiteres Argument, das gegen die derzeitigen Typ-B-Testbedingungen angeführt wird, ist, daß eine Fallhöhe von 9 m zu gering sei, da in der Praxis Unfallbedingungen vorkommen können, bei denen der Fall aus weit größerer Höhe erfolgt. Ähnliche Überlegungen haben wesentlich zu dem Verbot des Lufttransportes von Plutonium in den USA beigetragen. Hier muß jedoch berücksichtigt werden, daß die bei der 9 m Fallprüfung verwendete Aufprallplatte in der Regel eine wesentlich härtere Beanspruchung darstellt als der am Unfallort vorhandene Boden und daß die in der Praxis verwendeten Transportbehälter, da sie diese Prüfung und die zusätzlichen anderen Prüfungen - insbesondere den Feuertest - ohne undicht zu werden überstanden haben, gewisse Sicherheitsreserven besitzen. Wie hoch diese Sicherheitsreserven sind, wird zur Zeit in den USA/8/, in England und in der Bundesrepublik (Forschungsauftrag des Bundesministers des Innern an die Bundesanstalt für Materialprüfung) untersucht.

Literatur

/1/ Atomgesetz vom 23. Dezember 1959 (Bundesgesetzblatt I, S. 814) zuletzt geändert durch das Gesetz zur Änderung des Dritten Gesetzes zur Änderung des Atomge-

gesetzes vom 30. Dezember 1975 (Bundesgesetzblatt I, S. 3162)

/2/ Bonnenberg und Drescher, Zukünftige Transportkapazität von radioaktivem Material, Studie im Auftrag des BMFT, Januar 1975

/3/ Wehner, G. Bericht Nr. 6/76/1 zur Zweckmäßigkeitsaufsicht im Bereich des Strahlenschutzes, zu beziehen: Bundesminister des Innern, Referat RS II 3

/4/ Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße vom 10. Mai 1973 (Bundesgesetzblatt I, S. 449)

/5/ Gesetz über die Beförderung gefährlicher Güter vom 6. August 1975 (Bundesgesetzblatt I, S.2121)

/6/ Umwelt, Nr. 48 vom 5. Mai 1976, Sonderdrucke können beim Bundesminister des Innern, Referat RS II 3, angefordert werden.

/7/ Regulations für the Safe Transport of Radioactive Materials, 1973 Rev. Ed., IAEA, Wien (1973)

/8/ Waddoups, I.G. Air Drop Test of Shielded Radioactive Material Containers, SAND 75 - 0276, September 1976

Christ, R.+)

STRAHLENSCHUTZ BEIM TRANSPORT BESTRAHLTER BRENNELEMENTE

Summary: The shipment of spent fuel elements is the most complicated transport operation of the nuclear fuel cycle. Safety-related features of container design are reported. Also experience from shipments and future aspects will be discussed.

1. Einleitung

Der Transport bestrahlter Brennelemente ist bei weitem der technisch aufwendigste Transportschritt des nuklearen Brennstoffkreislaufes. Zur Verdeutlichung seien folgende Zahlen genannt: Ein bestrahltes Brennelement vom Typ Biblis weist nach einer Abklingzeit von einem halben Jahr - die Mindestkühlzeit vor dem Abtransport - noch eine Aktivität von 3×10^6 Ci und eine Zerfallswärmeleistung von 10 kW auf. Bei der Konstruktion der Behälter muß dem hohen Gefährdungspotential dieses Materials Rechnung getragen werden, wobei insbesondere die folgenden Probleme gelöst werden müssen:

- dichte Umschließung
- Abschirmung
- Wärmeabfuhr
- Kritikalitätssicherheit

Der Bau eines Transportbehälters erfordert im allgemeinen einen Kompromiß zwischen zum Teil gegensätzlichen Anforderungen. Die Notwendigkeit hoher Wärmeabfuhr mit Hilfe großer Oberflächen und komplexer Rippenformen widerspricht z. B. der Forderung nach möglichst glatten, gut dekontaminierbaren Flächen. Ähnliches gilt für die Abschirmung, wo die γ-Strahlung Materialien hoher Dichte, die Neutronenstrahlung dagegen solche mit hohem Wasserstoffanteil erfordert. Die Konstruktion des Behälters muß darüber hinaus so gestaltet werden, daß auch bei einem schweren Unfall keine Aktivitätsfreisetzung erfolgt sowie die Abschirmung im wesentlichen erhalten bleibt. Die Unfallsituation ist entsprechend den Vorschriften (1) durch die kumulative

+) Transnuklear GmbH, Hanau

Wirkung folgender Beanspruchungen beschrieben:

- Fall aus 9 m Höhe auf eine unnachgiebige Oberfläche
- Fall auf einen Dorn
- halbstündiges Feuer von 800 ^{o}C.

2. Aufbau von Behältern für bestrahlte Brennelemente

Abb. 1 zeigt den Aufbau eines Transportbehälters für bestrahlte Brennelemente am Beispiel des TN 8/NTL 8, der für Druckwasserelemente entwickelt wurde. Ein derartiger Behälter besteht im allgemeinen aus

- einem Einsatzkorb, der meistens aus gut wärmeleitendem Material gefertigt und mit Neutronengift versehen ist, zur Aufnahme einer bestimmten Zahl von Elementen (im Falle des TN 8/NTL 8 sind statt des Einsatzkorbes fest eingebaute Schächte vorgesehen),

- einer starken Gamma-Abschirmung aus Schwermetall wie z. B. Blei oder abgereichertes Uran,

- einer Neutronenabschirmung gegen die Neutronenstrahlung, die sich aus der Spontanspaltung der Transuranisotope Curium-242 und -244 ergibt,

- Rippen auf der Behälteroberfläche zur Wärmeabfuhr, teilweise stattdessen ein Zwangskühlsystem,

- Stoßkappen, die die Deckelzone und Behälteröffnungen bei einem Unfall schützen sollen.

3. Diskussion von Behälterkomponenten

Nachfolgend sollen konstruktive Gesichtspunkte der Behälter diskutiert werden, die für den Strahlenschutz von besonderer Bedeutung sind.

3.1 Dichte Umschließung

Die dichte Umschließung des radioaktiven Inventars muß auch beim Unfall gewahrt bleiben. Die dickwandige Abschirmung kommt dieser Forderung entgegen. Kritische Punkte sind der Deckel und die Einlaß/Auslaßöffnung am Behälter. Diese Organe werden tief in den Abschirmkörper eingelassen und oft zusätzlich durch Schutzkappen geschützt, die die Funktionen der Stoßdämpfung und der Feuersicherung übernehmen. Als Dichtungsmaterialien werden teils Silikonkautschuk (beständig bis 300 ^{o}C), teils Metalldichtungen verwendet.

3.2 Gamma-Abschirmung

Blei ist das klassische Abschirmmaterial für bestrahlten Brennstoff. Bei Groß-Behältern mit hoher Zerfallswärmeleistung stößt man jedoch an die bei Blei durch die geringe Festigkeit und den niedrigen Schmelzpunkt gesetzten Grenzen. Angereichertes Uran hat den Vorteil der Gewichtsersparnis, insbesondere bei kleineren Behältern. Nachteilig sind jedoch die hohen Fertigungskosten, die etwa um den Faktor 2 - 3 über dem der anderen Materialien liegen. Stahl als Abschirmmaterial hat eine Reihe sicherheitsrelevanter Vorteile:

- Er stellt bei den benötigten Stärken von rund 300 mm ein sehr starkes containment dar.

- Die im Vergleich zu Blei und Uran-Abschirmung hohe Wärmekapazität ist von großem Vorteil bei einem Feuerunfall.

- Bei Fertigung und Fertigungskontrollen kann auf etablierte Regeln (ASME-Code, DIN-Vorschriften) zurückgegriffen werden.

3.3 Neutronen-Abschirmung

Die über verschiedene Einfangs- und Zerfallreaktionen gebildeten Cm-Isotope 242 und 244 stellen infolge Spontanzerfall und α- n-Reaktionen eine starke Neutronenquelle

dar.
Zur Abschirmung müssen diese schnellen Neutronen zunächst thermalisiert und dann eingefangen werden. Hierzu verwendet man boriertes Wasser oder mit Bor versetztes Polyäthylen. Es werden Abschirmstärken von 100 - 150 mm benötigt.

3.4 Kritikalitätskontrolle

Die Reaktivität bestrahlter Brennelemente nach Erreichung des Zielabbrandes ist gering. Jedoch muß die Möglichkeit bestehen, auch Elemente mit geringem Abbrand zu transportieren. Man geht deshalb bei der Kritikalitätsbetrachtung in der Regel von frischem Brennstoff aus. Aufgrund der angestrebten hohen Packungsdichte im Behälter muß man Neutronengifte einsetzen, wobei hauptsächlich Bor in Form von Boralplatten (Al - B_4C Cermet) Verwendung findet. Teilweise werden auch B_4C-gefüllte Stäbe eingesetzt.

4. Betriebserfahrungen, Folgerungen

Bis Ende 1975 wurden in der BRD rund 250 Transporte mit bestrahlten Brennelementen durchgeführt. Man kann daher auf ein ansehnliches Erfahrungspotential zurückgreifen. Während insgesamt die Transporte reibungslos ohne Zwischen- oder gar Unfälle abgewickelt werden konnten, haben sich verbesserungswürdige Punkte ergeben, die insbesondere im Bereich der Be- und Entladung am Reaktor bzw. an der Wiederaufarbeitungsanlage liegen.

Oberflächenkontamination

Die Dekontamination der Oberfläche eines berippten Behälters gestaltet sich sehr schwierig. Die erste Behältergeneration zur Entsorgung der Demonstrationskraftwerke hatte noch keinen Kontaminationsschutz. Die Dekontarbeiten gestalteten sich sehr zeitaufwendig und waren - da die Arbeiten im Reaktor am beladenen Behälter durchgeführt werden müssen - mit einer relativ hohen Dosisbelastung des Personals verbunden. In der Regel konnte die Dekontamination nur unwesentlich unter den zulässigen Wert von 10^{-4} $\mu Ci/cm^2$ getrieben werden. Dies hatte teil-

weise zur Folge, daß durch den sog. Schwitzeffekt die wischbare Kontamination während des Transports wieder anstieg. Auch wurde festgestellt, daß durch den Waschеffekt des Regens die Kontamination umverteilt wurde, wodurch sich örtlich, insbesondere am Transportgestell und auf der Ladefläche des Transportfahrzeuges, Kontaminationswerte oberhalb der zulässigen Grenze ergaben. Ein Abdecken der Behälter ist wegen der Behinderung der Wärmeabfuhr nicht möglich.

Dieses Problem wird bei der neuen Behältergeneration von vornherein durch vorbeugende Maßnahmen, d.h. die Verwendung eines Kontaminationsschutzhemdes, vermieden.

Dosisbelastung bei Be- und Entladung

Die Be- und Entladung der Behälter erfordert eine Reihe von Operationen, auf die hier nicht im Detail eingegangen werden soll. Die erste Behältergeneration war nicht im Hinblick auf rasche Be- und Entladung optimiert, wodurch sich relativ lange Verweilzeiten des Personals ergaben. Bei den neuen Behältern ist auch dieser Punkt berücksichtigt, beispielsweise durch größere Querschnitte der Anschlüsse und Umkonstruktion von Ventilen.

Die Reduzierung der Dosisbelastung bei der Be- und Entladung muß primär durch die Reduzierung des Zeitaufwandes erreicht werden. Die Ansatzpunkte hierzu sind

- Gestaltung des Behälters
- technische Einrichtungen am Kraftwerk bzw. der Aufarbeitungsanlage
- Schulung des Personals

Eine Verstärkung der Abschirmung des Behälters wäre dagegen keine geeignete Maßnahme, denn dies würde, da die Behälter mit 100 t bereits an der zulässigen Gewichtsgrenze liegen, eine Reduktion der Kapazität bedeuten. Damit würden mehr Transporte, d.h. auch mehr Be- und Entladeoperationen erforderlich, um eine vorgegebene Menge zur Aufarbeitungsanlage zu bringen.

Verkehrsmittel

Der größere Teil der bisher in der BRD durchgeführten Transporte wurde per Straße abgewickelt, nicht zuletzt deshalb, weil gewisse Kernkraftwerke und Aufarbeitungsanlagen über keinen Gleisanschluß verfügen.

Es ist geplant, mit den neuen, im Bau befindlichen Großbehältern ausschließlich auf der Schiene zu transportieren. Straßentransport mit kleinen Behältern ist aber parallel dazu für die Entsorgung von Kraftwerken mit ungünstiger Verkehrsverbindung weiterhin erforderlich.

Literatur:

(1) Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials,
1973 Revised Edition, IAEA, Wien

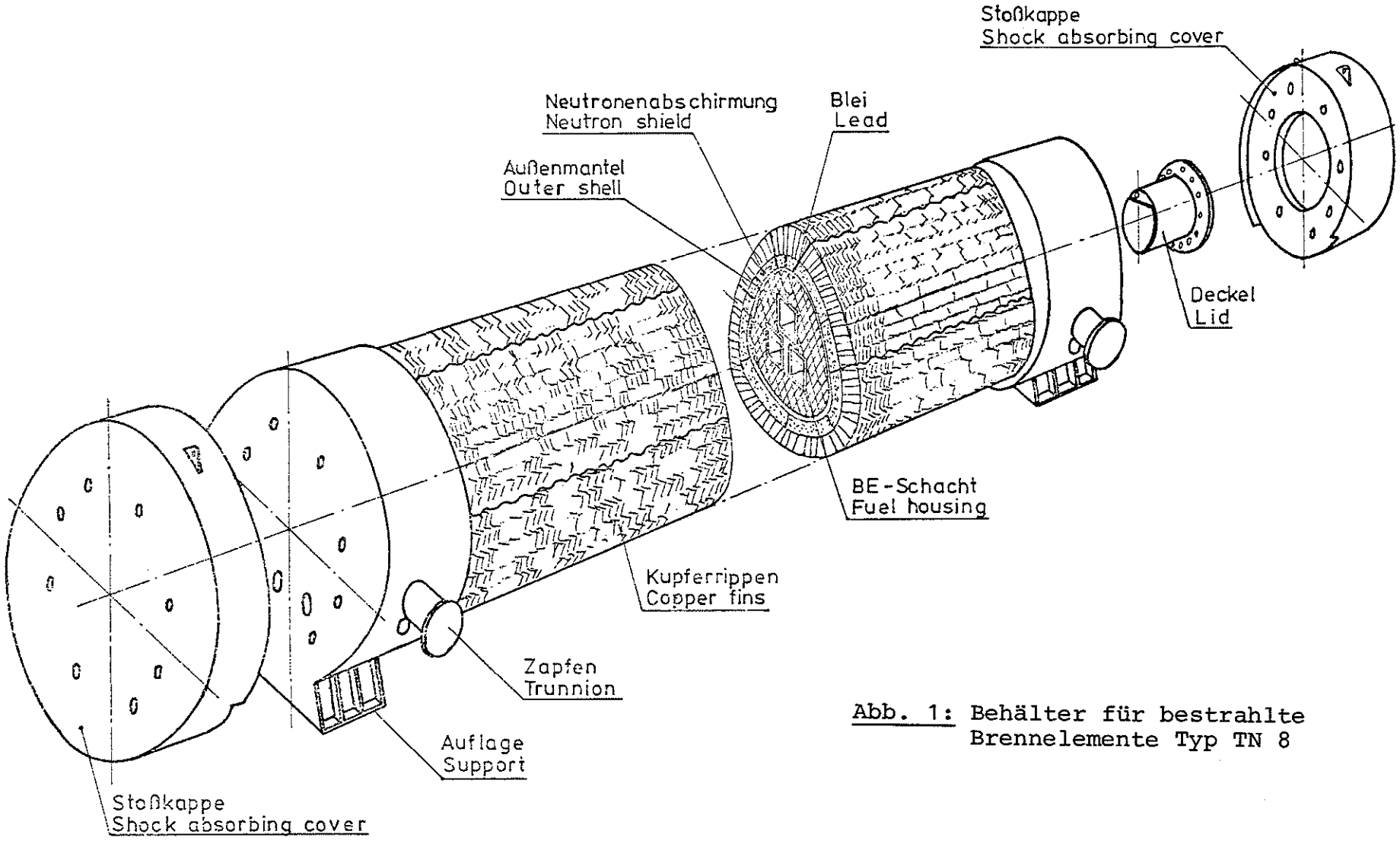


Abb. 1: Behälter für bestrahlte Brennelemente Typ TN 8

Werner, K.+)

DOSISLEISTUNGEN UND PERSONENDOSEN BEI DER BEFÖRDERUNG RADIOAKTIVER STOFFE DURCH DIE DEUTSCHE BUNDESBAHN

Zusammenfassung: Bei der beobachteten Tendenz zur Senkung der aufgenommenen wie auch der rechtlich zulässigen Strahlendosis ist es von Interesse zu wissen, welche Strahlenbelastungen beim Transport radioaktiver Stoffe heute auftreten. Dazu werden anhand von statistischen Unterlagen über während zweier Monate beförderter 13 187 Expreßgutversandstücke und von Personendosismessungen Abschätzungen gemacht, die zeigen, daß die mit dem Transport befaßten Personen in ihrer Strahlenbelastung mit Ausnahme weniger - erfaßter - Personen deutlich unter 500 mrem/a bleiben.

Seitdem es gilt, die technische Großanwendung der Kernenergie für eine sensibilisierte Öffentlichkeit annehmbar zu machen, hat sich die nach Erkennung der gesundheitsgefährdenden Wirkung ionisierender Strahlen beobachtete Tendenz zur Reduzierung der Strahlenbelastung der verschiedenen Bevölkerungsgruppen noch verdeutlicht. Dies ist auch erkennbar aus dem Entwurf der neuen Strahlenschutzverordnung. Dort ist die Lebensaltersdosis fortgefallen, es wurde das sog. 30 mrem-Konzept eingeführt. Betreiber von Kernkraftwerken - und auch Regierungsstellen - legen in diesem Zusammenhang Wert auf die Feststellung, daß die Strahlenbelastung durch den Kraftwerksbetrieb in den an das Kraftwerk anschließenden Bereichen bisher weniger als 1 mrem/a beträgt. Bei ihrem Personal sind die Kernenergieanlagenbetreiber mit Erfolg bemüht, die Personendosen im Durchschnitt nicht wesentlich größer werden zu lassen, als sie auch individuellen Mitgliedern der Allgemeinbevölkerung zugemutet werden darf.

Bei dieser Situation bleibt nicht aus, daß nun immer öfter nach der Strahlenbelastung durch den Transport radioaktiver Stoffe gefragt wird.

Für die Beförderung radioaktiver Stoffe, die nach der 1. StrlSchV und auch nach der neuen StrlSchV keinen Umgang

+) Bundesbahn-Zentralamt Minden (Westf)

mit radioaktiven Stoffen darstellt, nennen die hier geltenden Rechtsvorschriften, also 1. StrlSchV und, im Fall der Beförderung mit den Eisenbahnen, RID oder Anlage C zur Eisenbahn-Verkehrsordnung interessanterweise keine höchstzulässigen Jahresdosen. Aus dem Entwurf der neuen StrlSchV ist allerdings zu schließen, daß nach der nun allgemeineren Definition der beruflich strahlenexponierten Personen für das Beförderungspersonal grundsätzlich die Dosisgrenzen der beruflich strahlenexponierten Personen gelten, also letztlich 5000 mrem/a. Nur den Richtlinien für die sichere Beförderung radioaktiver Stoffe der IAEO (1) können für das Beförderungspersonal spezielle Empfehlungen für Grenzdosen entnommen werden. Während nach der Ausgabe des Jahres 1962 das Beförderungspersonal keiner höheren Dosis als 1500 mrem/a ausgesetzt werden soll, es sei denn, daß in besonderen Fällen das Beförderungspersonal als beruflich strahlenexponiert eingestuft werde mit den entsprechenden Konsequenzen, wie Personendosiskontrolle und ärztlicher Überwachung, ist in der revidierten Fassung von 1973 die Grenzdosis auf 500 mrem/a herabgesetzt worden.

Dieser empfohlenen Dosisverringerung der IAEO steht gegenüber, daß mindestens seit 2 Jahrzehnten die höchstzulässigen Dosisleistungen in der Umgebung von Versandstücken mit radioaktiven Stoffen nicht reduziert wurden. Dosisleistungen von 200 mR/h an der Oberfläche eines Versandstückes und von 10 mR/h in 1 m Abstand davon sind heute noch ebenso zugelassen wie z.B. nach den Rechtsvorschriften für die Eisenbahnen des Jahres 1959.

Das Personal des Beförderers würde bei der Exposition durch ein solches Versandstück in 30 cm Abstand bereits nach 5 Stunden die von der IAEO empfohlene Jahresgrenzdosis von 500 mrem erhalten. Bei einer Expositionsdauer je Versandstück von 3 Minuten können nicht mehr als 100 solcher Versandstücke pro Jahr von einer Person behandelt werden.

Wie sieht es nun in der Praxis aus?

Dazu werde ich Ihnen eingeschränkt auf den Expreßgutverkehr radioaktiver Stoffe der Deutschen Bundesbahn berichten. Das

Expreßgut ist zwar nicht sehr typisch für eine Eisenbahn. Adäquater ist für eine Eisenbahn im Rahmen der Kerntechnik selbstverständlich der Transport von schwereren Wagenladungssendungen der Kernbrennstoffkreislaufindustrie. Wie es zur Zeit aussieht, gibt Tabelle 1 für das Jahr 1975 wieder.

Tab. 1: Wagenladungssendungen der DB mit radioaktiven Stoffen im Jahre 1975

Art der Sendung	Anzahl der Wagen
Strahlenquellen (Co-60, Cs-137 u.a.)	10
Uranerze	306
Kernbrennstoff	
Angereichertes Uran in Form von Uranhexafluorid (UF_6)	60
Angereichertes Uran in Form von Uranylnitrat	11
Unbestrahlte Brennelemente	5
Bestrahlte Brennelemente	4
Feste schwachaktive Rückstände in:	
200 l - Metallfässern bzw. in 200 l - Metallfässern in Betoncontainern	315
Feste mittelaktive Rückstände in:	
Spezialbehältern Typ E 1	2
Spezialbehältern Typ E 2	32
Spezialbehältern Typ 7 V	27
Summe	772

Bemerkenswert ist die geringe Zahl der Transporte bestrahlter Brennelemente. Das soll sich nach vom BMFT geförderten logistischen Untersuchungen und nach Ausführungen von H. Keese auf dem Entsorgungssymposium des Deutschen Atomforums vom Januar 1976 und auf der diesjährigen Reaktortagung ändern.

Bis zu 100 Tonnen schwere Transportbehälter mit hochradioaktiven bestrahlten Brennelementen sollen danach in den 80er Jahren auf der Schiene von den Kernkraftwerken zu der großen

deutschen Wiederaufarbeitungsanlage oder zu dem schon früher am gleichen Ort fertigzustellenden großen Lager für bestrahlte Brennelemente gefahren werden.

Ich komme wieder zurück von solchen Schwergewichten auf die doch recht leichten Expreßgutversandstücke, in denen Radionuklide in den Packwagen der schnellen Reisezüge den überwiegend medizinischen Anwendern zugeführt werden.

Die wachsende Anwendung radioaktiver Stoffe in der Nuklearmedizin spiegelt sich in der bis 1975 exponentiellen Zunahme der Radionuklidsendungen im Expreßgutverkehr wieder, wie Bild 1 zeigt. So hat sich die Zahl der Expreßgutversandstücke von 1960 bis 1975 von etwa 4000 auf etwa 120 000, also auf das 30fache vergrößert, was einer Verdoppelung in jeweils 3 Jahren entspricht.

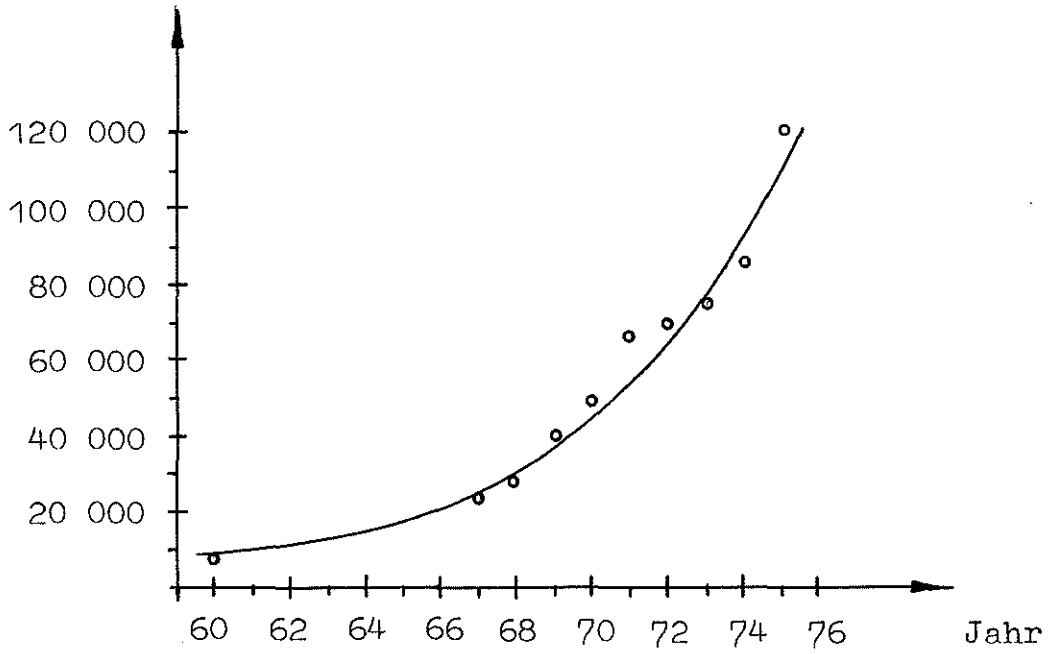


Bild 1 Zahl der jährlich beförderten Expreßgutversandstücke

Tabelle 2 zeigt, daß unter den versandten Radionukliden Jod 131 mit 44 % noch immer an der Spitze liegt. In den letzten Jahren sind die Molybdän-99/Technetium-99^m-Generatoren mit ihrer relativ harten Gamma-Strahlung bei relativ großer Aktivität an die zweite Stelle gerückt. Sie stellten im Jahre 1975 bereits einen Anteil von 19 %.

Tab. 2: Anteil der versch. Radionuklide bei den DB-Expreßgutversandstücken mit radioaktiven Stoffen in %

Radionuklid	1974	1975
J-131	48	44
Mo-99/Tc-99^m	18	19
Hg-197	10	9
J-125	4	7
Au-198	7	5
Cr-51	2	2
P-32	2	2
Co-57	1	1
Se-75	11	1

Tabelle 3 gibt die Häufigkeiten der beförderten Aktivitäten wieder - unabhängig von der Nuklidart. Wir sehen, daß 94 % der Versandstücke Aktivitäten zwischen 0,1 und 100 mCi besitzen. Die vergleichsweise größten Aktivitäten besitzen die schon erwähnten Molybdän-Technetium-Generatoren im Hinblick auf die relativ kurze Halbwertszeit von 67 Stunden des Molybdän 99.

Tab. 3: Häufigkeitsverteilung der Aktivität im DB-Expreßgutverkehr mit radioaktiven Stoffen

Aktivitätsgruppen	prozentualer Anteil der Versandstücke
0 bis 0,1 mCi	9
0,1 bis 1,0 mCi	29
1,0 bis 10,0 mCi	33
10,0 bis 100 mCi	23
100 mCi	6

Welche Dosisleistungen erzeugen nun diese Versandstücke in ihrer Umgebung? Es hat sich als praktisch erwiesen, die Versandstücke durch ihre in 1 m Abstand erzeugte Dosisleistung, gemessen in mR/h, zu kennzeichnen. Der entsprechende Zahlenwert wird die Transportkennzahl (TKZ) des Versandstückes genannt. Gruppen verschiedener Versandstücke, deren Transportkennzahlensumme gleich ist, erzeugen - in größerem Abstand von der Gruppe - auch die gleiche Dosisleistung. Durch die Begrenzung der Transportkennzahlensumme im Packwagen auf 10 - unabhängig von der Zahl der Versandstücke - wird damit auch die Dosisleistung begrenzt, der das Packwagenpersonal ausgesetzt ist.

Tabelle 4 gibt die Häufigkeitsverteilung von 13 187 während zweier Monate erfaßter Versandstücke wieder. Wir sehen, daß 23 % der Versandstücke die Transportkennzahl null aufweisen; es handelt sich um Versandstücke der Kategorie I-WEISS mit einer Dosisleistung bis zu 0,5 mR/h an der Oberfläche. - Bei diesen wird keine TKZ angegeben. - Die TKZ 0,1 wird von 48,1 %; die TKZ 1,0 von 92,6 % aller Versandstücke nicht überschritten. Versandstücke mit einer TKZ größer als 6,0 kamen nicht vor.

Tab. 4: Verteilung von 13 187 Versandstücken der Kategorien I-WEISS, II- u. III-GELB auf verschiedene Versandstückgewichte (kg) und Transportkennzahlen (TKZ)

TKZ \ kg	0 bis 6	6 bis 10	10 bis 14	14 bis 20	20 bis 30	30 bis 50	Summe	%	% aufsummiert
0	2890	29	35	19	12	12	2997	23,0	23,0
0,1	3328	17	12	-	-	5	3362	25,1	48,1
0,2 - 0,3	1860	21	9	-	1	3	1894	14,4	62,5
0,4 - 0,5	1470	23	115	-	44	1	1653	12,6	75,1
0,6 - 1,0	632	850	823	9	82	10	2306	17,5	92,6
1,1 - 2,0	141	98	421	-	62	3	725	5,5	98,1
2,1 - 6,0	18	131	89	2	4	6	250	1,9	100,0
6,1 - 10,0	-	-	-	-	-	-	-	-	
Summe	10239	1169	1404	30	205	40	13187		
%	77,6	8,9	11,4	0,2	1,6	0,3			
% aufsummiert	77,6	86,5	97,9	98,1	99,7	100,0			

Tabelle 4 zeigt auch die Häufigkeiten der verschiedenen Versandstückgewichte. Wir sehen, daß 77,6 % der Versandstücke ein Gewicht von 6 kg nicht überschreiten, der Durchschnitt liegt hier sogar nur bei 0,8 kg. 97,9 % aller Versandstücke, die eine TKZ größer als 1,0 aufweisen, besitzen ein Durchschnittsgewicht von 10,6 kg. Das Durchschnittsgewicht aller Versandstücke der gen. drei Kategorien liegt bei knapp 3 kg.

Die Gesamt-TKZ aller im Jahre 1975 angenommenen Expreßgutversandstücke beträgt rd. 32 000. Bezogen auf die Zahl der Versandstücke der Kategorien II- und III-GELB ergibt sich eine durchschnittliche TKZ von rd. 0,5 je Versandstück. Das ist immerhin nur der 20. Teil der höchstzugelassenen TKZ je Versandstück.

Im Hinblick auf die Strahlenbelastung des Abfertigungspersonals ist von Bedeutung, daß die Versandstücke nur an wenigen Bahnhöfen aufkommen. Bei der Abfertigung der Versandstücke

treten, bezogen auf die TKZ 1 Belastungen je nach den örtlichen Verhältnissen von 0,2 bis 0,6 mrem auf, wie sich aus Tageserhebungen ergab. Aus den örtlich aufkommenden TKZ kann dann ein Mann-rem-Wert für das örtliche Abfertigungspersonal abgeschätzt werden, wie Tabelle 5 zeigt.

Tab. 5: Mann-rem des Abfertigungspersonals verschiedener Bahnhöfe und durchschnittliche Personendosis im Jahr 1975

Versand-bahnhöfe	Anzahl	davon II- u. III-GELB	Σ TKZ	mrem/TKZ 1	Mann-rem	Σ Stab-dos. Mann-rem	Be-dien-stete	mrem/Bed.
1.	53 900	37 730	18 865	0,4	7,546	6,467	8	943
2.	25 900	10 619	5 309	0,6	3,185		6	530
3.	16 600	4 482	2 241	0,6	1,345		6	224
4.	9 600	-	-	-	-		-	-
5.	3 960	3 921	1 960	0,2	0,392		3	130
6.	2 160	-	-	-	-		-	-
7.	2 160	-	-	-	-		-	-
8.	1 920	1 382	691	0,6	0,415		3	138
31 Bfe	3 840	1 229	615	0,6	0,369		93	4

Für die größte Abfertigungsstelle Nr. 1 lassen sich so rd. 7,5 Mann-rem/a für das Jahr 1975 ermitteln. Die Summe der Stabdosimeteranzeigen für diese Abfertigungsstelle lag mit 6,5 Mann-rem/a etwas niedriger. Die sich daraus ergebende durchschnittliche Personendosis betrug damit bei 8 Bediensteten rd. 950 bzw. 800 mrem/a. Wie die Tabelle 5 zeigt, liegen die Jahresdosen bei allen übrigen Abfertigungsstellen niedriger.

Gemessene Einzel-Personendosiswerte sind in Tabelle 6 dargestellt. Es zeigt sich, daß bei dem Vergleich von Film-, Stab- und Glasdosimeter die Filmdosimeterwerte jeweils am höchsten sind. Die Stab- und Glasdosimeterwerte weichen am wenigsten voneinander ab. Die Dosimeter wurden am Oberkörper getragen. Vergleichsweise am Handgelenk angebrachte Dosimeter zeigten keine wesentlich höheren Werte.

Tab. 6: Dosimetervergleich (mrem/a) bei Abfertigungspersonal

	1.	2.	3. Bed.	Mittelwert
Filmdosimeter	1 170	1 560	960	1 230
Stabdosimeter	1 037	1 270	917	1 075
Glasdosimeter	900	1 255	833	996

Außer bei dem Abfertigungspersonal ist beim Packwagenpersonal mit einer gewissen Strahlenbelastung zu rechnen. Sie ist aber wesentlich kleiner, wie sich aus Tabelle 7 entnehmen läßt. Hier sind auf 6 für die Abfuhr wichtigen Strecken in Packwagen, die bis zur vollen Ausnutzung der zulässigen TKZ-Summe radioaktive Stoffe enthielten, während jeweils einer Fahrt so geringe Personendosen ermittelt worden, daß unter Berücksichtigung der Zahl der Personaleinsätze im Jahr die Jahresdosis des Packwagenpersonals nicht wesentlich höher als zu 50 mrem eingeschätzt wird.

Tab. 7: Abgeschätzte Jahresbelastung des Packwagenpersonals

Summe TKZ	Strecke	Fahrzeit [h]	Mann-mrem / Fahrt	Anzahl der Bed.	Einsätze / Jahr	mrem / Bed.
10,4	1.	6,0	1,5	1	20	30
10,4	2.	1,0	1,0	1	15	15
9,7	3.	7,0	2,0	2	22	22
9,4	4.	7,5	7,0	3	22	51
9,3	5.	6,0	2,0	1	20	40
10,0	6.	1,5	1,0	1	15	15

Die Expreßgutversandstücke sind im Jahre 1975 fast 400 Empfangsbahnhöfen zugegangen, wobei München mit 5,2 % Anteil an der Spitze liegt, gefolgt von Hamburg und Köln mit je 3,3 % Anteil.

Wegen der geringeren Häufung und des geringeren Arbeitsaufwandes beim Empfang wird die Strahlenbelastung je Person der Empfangsstellen ebenfalls mindestens um eine Zehnerpotenz niedriger eingeschätzt als bei den Annahmestellen.

Die Untersuchung hat deutlich gemacht, daß bei der stark angewachsenen Zahl von Sendungen radioaktiver Stoffe die Beachtung der höchstzulässigen Dosisleistung des einzelnen Versandstücks allein nicht ausreichen würde, die Personendosen des Abfertigungspersonals des Beförderers im gewünschten Maße zu begrenzen; dies wird heute und in Zukunft vielmehr dadurch erreicht, daß alle Bahnversender sich auf die festgelegte Höchstsumme der Transportkennzahlen je Packwagen einstellen, was bedeutet, die Dosisleistung der Versandstücke der "Gelben Kategorien", die schon heute im Durchschnitt nur ein Zwanzigstel der höchstzulässigen Dosisleistung beträgt, weiterhin entsprechend klein zu halten.

Literatur:

(1) IAEO Safety Standards, Safety Series No. 6

KÖRNER, R.*)

TRANSPORT VON KERNBRENNSTOFFEN UND SONSTIGEN RADIOAKTIVEN STOFFEN AUF DEM LUFTWEG

SUMMARY: In more than 25 years the IATA Restricted Articles Regulations and as part thereof the carriage of radioactive materials by air were developed. Close cooperation with International Organizations like the International Atomic Energy Agency and the national institutes of main isotope producing countries made it possible to carry safely a large amount by air.

Kein Teil des Lufttransportes ist wichtiger als der der Sicherheit und dieser Teil erfordert mehr detaillierte Aufmerksamkeit bei den Luftverkehrsgesellschaften, den Behörden und den Versendern.

Deshalb wurde schon 1950 der IATA-Ausschuß für den Transport gefährlicher Güter in der Luft gegründet. Lufthansa war von Anfang an Mitglied dieses Gremiums und hat entscheidend dazu beigetragen, die IATA-Vorschriften in ihrer heutigen Fassung zu erstellen.

Die Zielsetzung des Ausschusses ist

1. die Möglichkeit zu erstellen - unter Berücksichtigung aller Sicherheitsaspekte - den Transport von gefährlichen Gütern unter spezifischen und einheitlichen Auflagen zu gewährleisten

2. die speziellen Eigenschaften des Luftverkehrs, wie Druck- und Temperaturunterschiede zu berücksichtigen sowie Abfertigungs-, Beladungs- und Lagerungsnormen zu erstellen

3. die konstante Überarbeitung der IATA-Vorschriften unter Berücksichtigung der technischen Entwicklung und der Erfordernisse der Industrie vorzunehmen

---

*) Leiter Fachberatung Spezialtransporte
Deutsche Lufthansa AG, Köln

4. die enge Zusammenarbeit mit nationalen und internationalen Verbänden und Organisationen zu forcieren.

Zum letztgenannten Punkt sollte man aufführen, daß IATA seit vielen Jahren mit der International Civil Aviation Organization (ICAO), dem Expertenkomitee des Gefährlichen Güterausschusses der United Nations, der International Atomic Energy Agency (IAEA) und den Atomenergiebehörden der großproduzierenden Isotopen-Staaten eng zusammenarbeitet.

In bezug auf Radioaktivstoffe wurde bei IATA schon vor 15 Jahren die Wichtigkeit erkannt, die Annahme und den Transport derartiger Güter gesondert zu regulieren. Zu diesem Zeitpunkt zeigte sich eine stetig ansteigende Tendenz zum Luftverkehr für den Versand von einer Vielzahl von Radioisotopen zur kommerziellen, medizinischen und forschungsbeitragenden Anwendung.

Die ursprünglichen IATA-Vorschriften für den Transport von radioaktivem Material basierten an den bereits existierenden Regelungen des amerikanischen Verkehrsministeriums (D.O.T.). Diese Auflagen wurden am 1. Juli 1958 eingeführt und genehmigten Sendungen von größeren Quellen und Aktivitäten als bislang erlaubt.

Gleichzeitig wurden neue und detaillierte Verpackungsvorschriften für diese Mengen von radioaktivem Material erstellt. Eine dieser Vorschriften besagt, daß der Behälter eine derartige mechanische Stärke und Konstruktion aufweisen muß, so daß bei einem schweren Unfall oder Feuer die Gefahr eines Bruchs oder Leckage auf ein Minimum beschränkt wird. Versender und Produzenten mußten bei Übergabe der Sendung an die Luftverkehrsgesellschaft ein von der kompetenten Behörde des Absenderlandes in zweifacher Ausfertigung ausgestelltes und unterschriebenes Zertifikat überreichen. Dieses Zertifikat bescheinigte, daß alle Anforderungen an den Behälter eingehalten wurden.

IATA arbeitete eng mit der IAEA zusammen, um eine neue Vorschrift für den sicheren Transport von radioaktivem Material gültig für alle Verkehrsträger zu entwickeln. Der immer grössere Gebrauch von Radioaktivstoffen für friedliche Zwecke und die beim Transport entstehenden technischen Probleme wiesen ganz deutlich auf die Notwendigkeit einheitlicher Vorschriften hin. Als damals die ursprünglichen Auflagen der IAEA Safety Serie Nr. 6 durchleuchtet wurde, war IATA auf Einladung der IAEA ein Teil der Diskussions- und Studiengruppe.

Es war die einheitliche Meinung des IATA-Gefährlichen Güterausschusses, daß die überarbeiteten Auflagen der IAEA-Richtlinien eine eindeutige Verbesserung der damaligen Lage brachten und die Bemühungen der IAEA von großer Wichtigkeit für die Transportindustrie war. Außerdem unterstützte die IATA einstimmig das von der IAEA erstellte Arbeitsprogramm zur Entwicklung von Behälterspezifikationen und Prüfverfahren, da dies ein weiterer wichtiger Schritt in Richtung sicherer Transportdurchführung war.

Nach eingehender Untersuchung der verschiedenen technischen und praktischen Aspekte, kam der IATA-Ausschuß im April 1963 zu dem Ergebnis, daß die von der IAEA angenommenen Grundrichtlinien, einen akzeptierbaren Rahmen zur Entwicklung von noch spezifischeren Regeln für den Luftverkehr darstellen. Dies geschah im Hinblick auf die Eigenheiten des Luftverkehrs, die definitiv zusätzliche Regelungen oder Einschränkungen erforderten.

In den letzten 8 Jahren wurden vom IATA-Board in gemeinsamer Arbeit mit der IAEA und den Atomenergiebehörden jene wichtigen Richtlinien erstellt.

Die endgültig ausgearbeiteten Vorschriften, auf der Basis der IAEA-Empfehlungen, wurden am 1. Oktober 1967 in den IATA-Restricted Articles Regulations veröffentlicht.

In der diesjährigen Ausgabe der IATA-Vorschriften, die am 1. September 1976 veröffentlicht werden, sind bereits die 1973er IAEA-Richtlinien voll integriert, so daß IATA nach IMCO der zweite Verkehrsträger ist, der mit den neuen Vorschriften arbeitet.

Die Aufgliederung des IATA-Buches ist so gehalten, daß Versender als auch Luftverkehrsgesellschaften die einzelnen Bedingungen klar erkennen können. Zuerst sind in einem Abschnitt "Klassifizierung" die Gruppen des zu transportierenden Stoffes festzustellen. In einer Tabelle sind die üblichen Radionuklide aufgeführt.

Der restliche Teil dieses Abschnitts befaßt sich mit nicht in der Liste aufgeführten Radionukliden und Gemischen und außerdem mit radioaktiven Stoffen in spezieller Form oder in Form von Kapseln, die, vorausgesetzt sie erfüllen die angegebenen Bedingungen, in größeren Mengen zum Transport zugelassen sind.

Nachdem die Gruppe des radioaktiven Stoffes festgestellt und die Höhe der vorhandenen Radioaktivität bekannt ist, kann festgestellt werden, ob der Stoff normal transportiert werden kann, oder ob weitere Bestimmungen zu beachten sind. Trifft dies nicht zu, dann sind weiter keine Maßnahmen erforderlich.

Ist der Stoff nicht von den Bestimmungen ausgenommen, so muß ein spezieller Abschnitt 5 beachtet werden, in welchem die zulässige Aktivität für Verpackungen der Typen A und B für jede Gruppe und für die speziellen Formen der Gruppen I bis IV und für industrielle Verpackungen bestimmter Stoffe angegeben ist. Daraus ist dann die erforderliche Verpackungsart zu bestimmen.

In einem anderen Abschnitt sind Einzelheiten über die erforderliche Verpackungsart angegeben. Sind die Verpackungen der Typen A und B verlangt, dann sind auch die einschlägigen An-

hänge zu beachten, in welchen die jeweils geforderten Festigkeitsprüfungen spezifiziert sind. Es ist ferner zu beachten, daß für Konstruktionen, Strahlungsgrenzen und andere Faktoren spezielle Vorschriften bestehen, und daß - außer der offiziellen Erklärung des Absenders - für alle Verpackungen des Typs B und für die verkapselten Stoffe eine spezielle Erklärung erforderlich ist. Dieser Abschnitt enthält auch Instruktionen über Etikettierung und Kennzeichnung der Verpackungen.

Spaltstoffe wie Plutonium 238, Plutonium 239, Plutonium 241, Uran 233 und Uran 235 werden separat behandelt. Dies gilt auch für große radioaktive Quellen, die behördliche Sondergenehmigungen und vorherige Absprachen erfordern.

Dabei ist besonders zu beachten, daß gemäß der IATA-Vorschrift derartige Sendungen auf Frachtflugzeuge beschränkt sind.

Staatliche und von Frachtführern verfügte Ausnahmen sind ebenfalls aufgeführt. Die vom Frachtführer erlassenen Ausnahmen gelten für alle von ihm durchgeführten Transporte. Die staatlich verfügten Ausnahmen gelten für alle, von jedem Frachtführer ausgeführten Transporte von, nach und durch das Hoheitsgebiet des betreffenden Staates und für alle Transporte, die vom Frachtführer dieses Staates durchgeführt werden, wobei es keine Rolle spielt, ob der Transport nach, von oder durch diesen Staat stattfindet, bei dem das Flugzeug registriert ist.

Zusätzlich muß der Absender für jede Sendung eine Sondererklärung in zweifacher Ausfertigung vorlegen, worin auch auf alle anderen Erklärungen oder Genehmigungen, die lt. dieser Vorschrift verlangt werden, hingewiesen werden muß.

Ein äußerst wichtiger Punkt, der in diesem Buch behandelt wird, betrifft die Handhabung und Verladung im Flugzeug selbst. Bei der Verstauung im Flugzeug ist die Anzahl der Packstücke mit Etiketten der Kategorie II - gelb und III - gelb, die in einem Platz verstaut werden, so zu begrenzen,

daß die Summe der Transportindexe 50 nicht übersteigt. Sind diese Packstücke in Lose zusammengefaßt, bei denen keines mehr als 50 Transportindexe enthält, dann dürfen diese bei der Handhabung und Verstauung nicht näher als 6 m zusammenkommen. Diese Einschränkungen gelten nicht für Packstücke mit Stoffen niedriger spezifischer Aktivität, wenn diese Packstücke zusammengeschnürt sind.

Packstücke mit Etiketten der Kategorie I weiß, II oder III gelb dürfen nicht in Räumen transportiert werden, in denen sich Passagiere oder Besatzungsmitglieder befinden.

Außer wenn als volle Ladung transportiert, muß die Anzahl der Pakete mit Etiketten der Kategorie II gelb oder III gelb in einem Flugzeug so begrenzt sein, daß die Summe der Transportindexe 50 nicht übersteigt. Hier ist jedoch zu beachten, daß die Größe der Frachträume des Flugzeuges und die Sicherheitsabstände die individuellen Transportindexe eines oder mehrerer Packstücke automatisch auf eine kleinere Anzahl als 10, und die Summe der Transportindexe alle in einem Flugzeug verladene Packstücke auf eine Anzahl niedriger als 50 begrenzen können. Unter Handhabung dieser Vorschriften kann der Transport von radioaktivem Material im Luftverkehr reibungslos durchgeführt werden.

Zum Abschluß möchte ich noch ein paar Worte zum Neuentwurf der ersten Strahlenschutzverordnung sagen. Seit 15 Jahren nunmehr dürfen radioaktive Stoffe einschließlich Großquellen, sofern es sich nicht um Kernbrennstoffe handelt, im Luftverkehr ohne atomrechtliche Genehmigung befördert werden. Dies gilt unter nur einer Voraussetzung; die verkehrsrechtlichen Vorschriften müssen eingehalten werden. Dieses Verfahren hat sich in der Praxis bewährt. Zwischenzeitlich wurden auch mehrfach Vorschläge gemacht, die Zweigleisigkeit atom- und verkehrsrechtlicher Vorschriften für die Beförderung radioaktiver Stoffe wenigstens teilweise abzubauen und den Verwaltungsaufwand zu reduzieren. In der jetzt vorliegenden Fassung des Neuentwurfs wird stattdessen die Zweigleisigkeit

weiter ausgebaut. Nach § 9 Abs. 3 wird die Genehmigungspflicht für die Beförderung sogenannter Großquellen auf alle Verkehrsträger ausgedehnt. Eine derart weitgehende, wie gesagt nicht begründete Änderung der atomrechtlichen Beförderungsvorschriften wird in der Praxis auf erhebliche Schwierigkeiten stoßen. Nach § 10 des Neuentwurfs ist die Erteilung der Beförderungsgenehmigung u.a. an folgende Voraussetzungen gebunden:

1. Zuverlässigkeit des Absenders, des Beförderers oder der die Beförderung besorgenden Personen;

2. Gewährleistung, daß die Beförderung durch Personen ausgeführt wird, die die notwendigen Kenntnisse über mögliche Strahlengefährdung und anzuwendende Schutzmaßnahmen besitzen. Dies bedeutet, daß vor Erteilung der Genehmigung der zuständigen Behörde durch entsprechende Bescheinigungen nachgewiesen werden muß, daß z.B. der Pilot XY, der die Beförderung ausführen soll, die notwendigen Kenntnisse besitzt. Die Zuverlässigkeit kann z.B. durch polizeiliche Führungszeugnisse oder Bescheinigungen der Industrie- und Handelskammer nachgewiesen werden, sofern Zweifel bestehen. Dieses komplizierte Verfahren dürfte in Zukunft dazu führen, daß Transporte von Großquellen nur noch auf der Straße durchgeführt werden können, da der Luftverkehr nicht in der Lage sein wird, die erforderlichen Kenntnisse aller infrage kommenden Piloten, Betriebsleiter, Ladearbeiter im einzelnen nachzuweisen. Es ist unvorstellbar, wie unter diesen Bedingungen eine Luftbeförderung durchgeführt werden kann. Die Forderung, daß die mit der Beförderung betrauten Personen die notwendigen Kenntnisse haben müssen, läßt sich ja nicht einfach als Auflage in den Genehmigungsbescheid aufnehmen. Der Sinn einer Genehmigung kann doch nur darin bestehen, vorher zu prüfen, ob die Voraussetzungen erfüllt sind.

Ich glaube, daß derartige Änderungen definitiv nochmals überdacht werden müssen, um auch zukünftig einen reibungslosen, sicheren Transport von radioaktiven Stoffen bei allen Verkehrsträgern zu gewährleisten.

Spiess, R. *)

KONZEPT UND MASSNAHMEN BEI TRANSPORTUNFÄLLEN UND BRÄNDEN, BEI DENEN RADIOAKTIVE STOFFE VORHANDEN SIND.

SUMMARY :

DIFFERENT WAYS OF INTERVENTION AND POSSIBLE OPERATIONAL DETAILS FOR THE BEHAVIOUR OF POLICE AND FIREMEN ARE DISCUSSED WHICH COULD TAKE PLACE DURING INCIDENTS (TRANSPORT ACCIDENTS AND FIRE) WHERE RADIOACTIVITY IS INVOLVED. THE IMPORTANCE OF WAYS AND MEANS ARE POINTED OUT WHICH WOULD BE EMPLOYED IN SWITZERLAND TO OVERCOME SUCH A SITUATION.

1. EINLEITUNG

Der rasanten Entwicklung unserer Technologien folgend hat sich in den letzten Jahren das Aufgabengebiet der Notfallorganisationen (Polizei und Feuerwehr) immer schneller vergrössert.

Vom Nicht-Spezialisten relativ unbemerkt - und dies vermutlich infolge des Fehlens spektakulärer Unfälle - hat neben den übrigen Gefährdungsfaktoren (Zunahme der Verkehrsdichte, vermehrte Anwendung von Kunststoffen, gestiegener Verbrauch brennbarer Flüssigkeiten und Chemikalien, Aenderung der Bauweise)eine weitere Gefahr in hohem Masse zugenommen: die in der Medizin, der Forschung und in der Industrie weitverbreiteten und noch immer zunehmend verwendeten radioaktiven Stoffe.

Radioaktive Präparate werden hergestellt, durch unseren Lebensraum transportiert, verwendet und letztenendes als Abfall beseitigt. In jeder dieser Phasen kann die Möglichkeit nicht ausgeschlossen werden, dass diese Stoffe entweder bei einem Trans-

*) EIR-SCHULE FUER STRAHLENSCHUTZ, Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung, Würenlingen, Schweiz

portunfall oder bei einem Brand als zusätzliches Gefahrenmoment, sowohl für Angehörige von Notfallequipen wie auch für unbeteiligte Drittpersonen in Erscheinung treten.

Die einschlägigen gesetzlichen Bestimmungen (Transportreglemente, Vorschriften für die Verwendung, Lagerung und Beseitigung) sind wohl recht restriktiv - dies zeigt das Fehlen von grösseren Zwischenfällen - trotzdem kann jedoch eine akute Gefährdung bei Unfällen nicht ausgeschlossen werden.

Ein an sich relativ harmloser Zwischenfall kann darüberhinaus durch falsches Verhalten - aus Angst infolge Unkenntnis erscheint die Gefahr grösser als sie tatsächlich ist - grössere Ausmasse annehmen.

Um der Strahlengefahr im Einsatz der Notfallequipen wirkungsvoll und ausreichend begegnen zu können, müssen Voraussetzungen geschaffen werden, die es den eingesetzten Leuten ermöglichen, genauso selbstverständlich und ohne Bedenken einzugreifen wie bei den Einsätzen ohne die zusätzliche Gefährdung durch radioaktive Stoffe.

Dabei geht es im ersten Moment des Einsatzes darum :

a) die unmittelbare Gefahr zu erkennen,
b) die Menschen vor der Gefährdung zu schützen oder aus der Gefahrenzone zu evakuieren
c) und sich selbst vor der Einwirkung radioaktiver Substanzen und Strahlung zu schützen.

Das richtige Verhalten der auf einem Brandplatz oder der Unfallstelle zuerst eintreffenden Equipen in der ersten Phase kann eine nennenswerte Reduktion gesundheitlicher Risiken,aber auch die Einsparung unter Umständen bedeutender finanzieller Mittel zur Folge haben.

Allerdings darf bei der Planung des Massnahmenkataloges nicht unberücksichtigt bleiben, dass in der Regel schon relativ geringe Mittel und ein kleiner Aufwand genügen, um eine grosse Zahl auftretender Zwischenfälle zu beheben. Im weiteren muss der Massnahmenkatalog derart ausgelegt sein, dass er den beiden auftretenden Zwischenfallskategorien genügen kann:

1.) Brandfälle an besonders gefährdeten Orten (kontrollierte Zonen, Radiochemie-Labors)

2.) Transportunfälle jeder Art, die irgendwo auftreten können.

Während im ersten Falle hinreichend Vorsorge in bezug auf das Vorgehen in einer entsprechenden Vorplanung getroffen werden kann, hilft im zweiten Falle nur die schnelle und richtige Reaktion der ausgebildeten Equipenmitglieder. Das Einüben richtiger erster Reaktionen und die Vermittlung der Fähigkeit, in allen auftretenden Situationen richtig zu handeln, tritt an die Stelle einer Vorplanung.

Ausgehend von diesen Voraussetzungen kann eine erste übergeordnete "Massnahmen-Strategie" wie folgt formuliert werden :

a) Ermittlung des Gefährdungspotentials im Einsatzgebiet des Korps

b) Koordinierte Planung des Einsatzes und Bereitstellung von personellen und materiellen Mitteln

c) Vorplanung, Erstellen von Einsatzplänen

d) Ausbildung einer genügend grossen Anzahl korpseigener Strahlenschutz-Spezialisten

e) Information der übrigen Korpsangehörigen über das Vorhandensein der Spezialisten und der Kennzeichnung radioaktiver Transportgüter.

Alle Massnahmen sind dabei von der folgenden Grundhaltung reflektiert zu planen :

Zur Erlangung sicherer Verhaltensweisen eingesetzte Energien sind effizienter investiert, als wenn sie zur Korrektur unsicheren Verhaltens aufgewendet werden müssen.

2. Unterscheidung radiologischer Zwischenfälle und der Ereignisphasen

Grundsätzlich können die folgenden Arten von radiologischen Zwischenfällen unterschieden werden :

- Transportunfall
- Arbeitsunfall
- Brand
- Zwischenfall in kerntechnischen Anlagen
- Absturz eines Atomwaffen tragenden Flugzeuges mit grossflächiger Ausstreuung des Spaltmaterials
- Kriminalität
- Nukleare Explosion

Die Auftretenswahrscheinlichkeit dieser Ereignistypen ist ausserordentlich unterschiedlich.

Beobachtet man den zeitlichen Ablauf eines solchen Ereignisses, so können verschiedene Phasen unterschieden werden :

a) Akutphase

Richtiges Reagieren der Betroffenen mildert unter Umständen die Auswirkungen und Folgeschäden. Notfallorganisationen können noch nicht eingreifen; zu deren Mobilisierung ist eine gewisse Zeit erforderlich.

Als Prophylaxe ist die Ausbildung der potentiell Betroffenen von entscheidender Bedeutung.

b) Notfallphase

Betriebsinterne Notfallorganisationen sowie berufsmässige Katastrophenorganisationen sind einsatzbereit und können die ihnen zugeordneten Aufgaben übernehmen. Die schnelle Mobilisierung dieser Organisationen und das rasche Handeln derselben ist von grösster Wichtigkeit. Uebergeordnete Notfallorganisationen benötigen längere Zeit zum Mobilisieren und zur Anreise. Die ersten eingeleiteten Massnahmen müssen abgesprochen und koordiniert sein, damit Massnahmen übergeordneter Organisationen auf die Erstmassnahmen abgestützt werden können.

c) Erholungs- und Restaurierungsphase

Die Notfallorganisationen sind voll im Einsatz und mit der Behebung der Zwischenfallsfolgen beschäftigt.

3. Hierarchie der Mittel zur Bekämpfung eines radiologischen Zwischenfalles

Entsprechend des Ausmasses eines radiologischen Zwischenfalles ist die folgende Hierarchie der Bekämpfungsmittel zu unterscheiden :

a) Lokaler Zwischenfall
- Innerbetriebliche Organisationen
- Polizei
- Feuerwehr

b) Regionaler Zwischenfall
- Ziviler Führungsstab des Kantons (der Region)
- Zivilschutz

c) Nationaler Zwischenfall
- Alarmorganisation des Bundes
- Kommission zur Ueberwachung der Radioaktivität in der Schweiz

- Kontrollbehörden
- Armee (nur über Alarmorganisation des Bundes)

In jedem Falle können jedoch die höheren Stufen auf die untergeordneten Organisationen Einfluss nehmen. Ausserdem steht den verschiedenen Organisationen ein durch die Kontrollbehörden eingerichtetes Strahlenschutz-Pikett als Beratungsstelle und in beschränkterem Umfange für Hilfeleistung zur Verfügung.

Nicht weil die übrigen Zwischenfallsereignisse etwa unbedeutender sind, soll im folgenden nur auf die Massnahmen der Ereignistypen

- Transportunfall
- Brand

näher eingegangen werden, sondern weil sich spezifisch zwei Notfallorganisationen - die Polizei und die Feuerwehr - mit diesen Situationen auseinanderzusetzen und diese sich jetzt, dringender denn je, auf diese Probleme einzustellen haben.

Da die beiden Zwischenfallsarten örtlich am weitesten gestreut auftreten können, liegt es nahe, die dort präsenten Notfallequipen mit den ersten Massnahmen vertraut zu machen und zu befähigen, diese einzuleiten.

Die für die übrigen Ereignisse zuständigen Organisationen sind konstituiert und sollten im Bedarfsfalle funktionieren.

4. Massnahmen bei Transportunfällen

Ausser den in den Transportreglementen vorgesehenen, eher passiven Massnahmen für den Transport radioaktiver Stoffe - wie Aktivitätsbeschränkung,Art der Verpackung usw. - sind nur wenige vorbereitende Massnahmen möglich.

a) Vorbereitende Massnahmen

- Orientierung aller Korpsangehörigen über die international genormte Signalisierung der radioaktive Stoffe enthaltenden Transportgüter und Instruktion über die ersten zu treffenden Massnahmen.
- Spezielle Ausbildung einer genügend grossen Anzahl von Korpsangehörigen (die EIR-SCHULE FUER STRAHLENSCHUTZ führt in der Schweiz solche Kurse durch).
- Ausrüstung der Ausgebildeten mit Dosisleistungswarn-, Dosisleistungs- und Kontaminationsmessgeräten, ausserdem mit persönlichen Dosimetern, Kontaminations- und Inkorporationsschutzmitteln.

b) Erste Massnahmen beim Zwischenfall

- Nachdem erkannt wird, dass radioaktive Stoffe mitbeteiligt sind, möglichst weiträumig absperren. Material und unverletzte Personen dürfen den Zwischenfallsort nicht verlassen.
- Anfordern eines korpseigenen Strahlenschutz-Spezialisten. Dieser entscheidet, ob weitere Hilfe beizuziehen ist (Strahlenschutz-Pikett der Kontrollbehörden) und orientiert die zuständige Kontrollbehörde.
- Schwerverletzte Personen können - falls notwendig - sofort ins Spital transportiert werden. Der Strahlenschutz-Spezialist muss nach seinem Eintreffen hierüber orientiert werden.

c) Massnahmen beim Verlassen des Zwischenfallortes

- Die Verschleppung radioaktiver Substanzen ist mit allen Mitteln zu verhindern.

- Allfällige Kontaminationen am Zwischenfallsort müssen auf den in der "Verordnung über den Strahlenschutz" vorgegebenen Wert dekontaminiert werden. Anfallende radioaktive Abfälle sind nach Angaben der Kontrollbehörde an einer entsprechenden Sammelstelle abzugeben.

5. Massnahmen bei Brandfällen in bestehenden Gebäuden

Auf eine Gefährdung durch radioaktive Stoffe bei einem Brand kann sich die betreffende Notfallorganisation bedeutend wirkungsvoller vorbereiten. Dies bedingt jedoch relativ aufwendige Arbeiten. Zusätzlich zu den Massnahmen bei Transportunfällen sind erforderlich :

a) Vorbereitende Massnahmen

- Das zuständige Feuerwehrkommando beschafft sich bei der zuständigen Kontrollbehörde für seinen Einsatzbereich eine Liste sämtlicher Betriebe und Objekte, in denen radioaktive Stoffe Verwendung finden oder gelagert werden.
- Für jeden dieser Betriebe sind entsprechende Einsatzpläne anzulegen, die mindestens die folgenden Angaben enthalten sollen:
    - Gefahrengruppe
    - Standort von Strahlenquellen und Angabe der kontrollierten Zonen
    - Name der Strahlenschutz-Sachverständigen mit privater Telefonnummer
    - Besondere Hinweise.
- Diese Angaben sind in Zusammenarbeit mit dem Sachverständigen jährlich zu überprüfen. Dieser ist dabei anzuhalten, wesentliche Veränderungen zu melden.

b) Erste Massnahmen bei Brandausbruch

- Der den Einsatz leitende Chef orientiert sich anhand des Einsatzplanes.
- Er beordert den verantwortlichen Strahlenschutz-Sachverständigen des Betriebes auf den Brandplatz.
- Der in Strahlenschutz ausgebildete Einsatztrupp rüstet sich mit den entsprechenden Geräten aus:
    - Atemschutz
    - Kontaminationsschutz
    - Messgeräte und Dosimeter

c) Massnahmen am Einsatzort

- Das Uebergreifen des Brandes auf kontrollierte Zonen ist nach Möglichkeit zu verhindern.
- Steht die kontrollierte Zone unter Brandeinwirkung, ist zu beachten:
    - Vorgehen nach Möglichkeit mit dem Strahlenschutz-Sachverständigen (falls dieser anwesend) absprechen (Funk).

d) Massnahmen beim Verlassen des Zwischenfallortes

- Für Kontaminationskontrollen und Dekontaminationsarbeiten die Strahlenschutz-Sachverständigen des Betriebes beiziehen.

Im Gegensatz zum Transportunfall, wo vor allem das Strahlenschutz-Pikett der Kontrollbehörden zur Unterstützung angefordert wird, sollen im Brandfall vorrangig die Strahlenschutz-Sachverständigen des Betriebes zur Hilfeleistung herangezogen werden. Selbstverständlich steht auch in diesem Falle das Strahlenschutz-Pikett zur Verfügung. Die entsprechende Kontrollbehörde muss dabei in jedem Falle orientiert werden.

6. Einsatzpläne der Feuerwehr

Aufgrund des Ausmasses der zu erwartenden Gefährdung müssen Betriebe und Laboratorien, welche radioaktive Stoffe verarbeiten oder lagern, in unterschiedliche Kategorien eingeteilt werden. Damit diese Gefährdungsunterscheidung jedoch übersichtlich und leicht einprägsam wird, dürfen nicht zu viele Kategorien unterschieden werden.

Auf dem Einsatzplan, der auf einem Grundrissplan des entsprechenden Gebäudekomplexes aufbaut, ist jede kontrollierte Zone (Kontrollbereich) nach SSVO einzutragen. Dabei werden Oertlichkeiten mit spezieller Gefährdung durch eine separate Kennzeichnung hervorgehoben :

a) Gefahrengruppe I (geringe Strahlengefahr)

- Es besteht eine erhöhte Gefahr, gegeben durch Expositionsrate und / oder die Kontamination.
- Der Einsatz der Feuerwehr erfordert Sonderausrüstung, Strahlenschutz-Ueberwachung und spezielle Ausbildung.

b) Gefahrengruppe II (hohe Strahlengefahr)

- Neben den für die Gefahrengruppe I gültigen Kriterien sind Ergänzungen notwendig. Diese werden mit dem Betriebs-Sachverständigen abgesprochen und festgelegt. Es ist möglich,dass eine Ergänzung unter Umständen das Betreten eines bestimmten Bereiches der Feuerwehr untersagt.

Der Einsatz der Feuerwehr in einer Zone der Gefahrengruppe I und II muss von einem fachkundigen Feuerwehr-Einsatzleiter (Feuerwehr-Chargierten) kommandiert und speziell über-

wacht werden.

Zur Abgrenzung von Zonen der Gefahrengruppe I und II werden zwei Kriterien benützt :

- Expositionsrate in einem Meter Abstand von den Quellen
- bei möglichen Kontaminationen, die Aktivität der Quellen

Die Möglichkeit einer Kontamination ergibt sich aus der Feuerwiderstandsfähigkeit des Quellenbehälters. Verhindert dieser, bei einer thermischen Belastung von 800°C während einer halben Stunde, ein Austreten radioaktiver Stoffe über der Freigrenze nach SSVO vollständig, so wird diese Quelle als "feuerhemmend umschlossene Quelle" bezeichnet.

Eine Einteilung der beiden Gefahrengruppen ergibt sich nun wie folgt :

Tabelle 1 : Einteilung der Gefahrengruppen

Gefahrengruppe	I	II
"nicht feuerhemmend umschlossene Quelle"	$BM \leq A \leq 10\ BM$	$A > 10\ BM$
"feuerhemmend umschlossene Quelle"	$1\ R/h \leq \dot{X} \leq 10\ R/h$	$\dot{X} > 10\ R/h$

Tabelle 1 :

BM : Bewilligungspflichtige Menge der entsprechenden Toxizitätsklasse gemäss SSVO

A : Aktivität der zu beurteilenden Quellen

$\dot{X}$: Expositionsrate in einem Meter Abstand mit oder ohne Verlust der Quellenabschirmung

Für die beiden Gefahrengruppen können des weiteren Vorgehensmassnahmen im Brandfalle vorgegeben werden :

Tabelle 2 : Massnahmen in Objekten der Gefahrengruppe

Gefahrengruppe	I	II
Einsatz	Standard *)	Standard; spezielle Ergänzungen gemäss Einsatzplan
Restaurierungsphase	Standard *)	β-Strahler : Standard α-Strahler : Kleiderwechsel, externe Hilfe

Tabelle 2 :

*) Die "Standard-Massnahmen", welche auch einsatztaktische Probleme beinhalten, werden im Strahlenschutzkurs für Polizei und Feuerwehr in der EIR-SCHULE FÜR STRAHLENSCHUTZ vermittelt und geübt.

Neben der Abgrenzung von kontrollierten Zonen, den speziellen Zonen der Gefahrengruppe I und II, sind auf den Einsatzplänen weitere Hinweise aufzuführen :

- besondere Gefahrenquellen
- Verhaltensregeln
- Vorhandene Schutzeinrichtungen
- Aufzählung der zu vermeidenden Löschmittel

Einsatzpläne müssen von der Feuerwehr in Zusammenarbeit mit dem betriebsinternen Strahlenschutz-Sachverständigen erstellt werden. Sie sollen sowohl bei der Feuerwehr als auch im Betrieb aufliegen. Ist für zusätzliche Hilfe eine benachbarte Feuerwehr vorgesehen, muss diese detaillierte Kenntnisse bezüglich der Einsatzpläne besitzen und mindestens das Kader sollte bei gemeinsamen Begehungen mit den Räumlichkeiten und den besonderen Verhältnissen vertraut gemacht werden.

7. Zulässige Strahlenbelastungen und Kontaminationsrichtwerte

Für den Einsatz von Polizei und Feuerwehr müssen zwei Bestrahlungsrichtwerte unterschieden werden :

- bei sachbezogenen Einsätzen: 3 rem
- bei der Rettung von Menschenleben: 50 rem

Der Einsatzleiter der Feuerwehr (Feuerwehrkommandant oder Brandplatzchef) kann bis zu diesen Dosen Einsätze kommandieren. Bei der Rettung von Menschenleben soll nur der über die Strahlengefahr orientierte Freiwillige höhere Dosen akkumulieren. Im Polizeidienst handelt der betreffende Funktionär eigenverantwortlich.

Akkumulierte Strahlendosen von mehr als 5 rem (pro Jahr) müssen der zuständigen Kontrollbehörde gemeldet werden. Diese entscheidet über die weitere Verfügbarkeit des Betroffenen.

Beim Einsatz von Polizei und Feuerwehr darf kommandiert keine Inkorporation akzeptiert werden. Im Feuerwehrdienst ist daher für jeden Einsatz in kontrollierten Zonen aussenluftunabhängiger Atemschutz erforderlich. Beim Transportunfall und in der Restaurierungsphase beim Brandfall (nach dem Löschen des Brandes) muss bei festgestellten β/γ-Kontaminatio-

nen, welche grösser sind als 10^{-2} µCi/cm^2 ebenfalls Atemschutz getragen werden. Besteht Verdacht auf α-Kontamination oder falls eine diesbezügliche Bemerkung auf dem Einsatzplan angebracht ist, können weitere Massnahmen nur von angeforderten Spezialisten des behördlichen Strahlenschutz-Piketts getroffen werden.

8. SCHLUSSBETRACHTUNGEN

Diese vorliegende Entwicklung eines Massnahmenkonzeptes für den Einsatz von Polizei und Feuerwehr ist ein Beispiel für die zusätzlichen Probleme, welche Strahlenschutz-Fachleute heute zu lösen haben. Der Strahlenschutz hat einen relativ hohen Sicherheitsstandard erreicht. Trotzdem sind noch weitere Aufgaben in den verschiedensten Bereichen unserer Technologien vorhanden, die zu bewältigen sind. Wir können mit einem hohen Mass an Selbstvertrauen, auf die so erfolgreiche Tätigkeit unserer Lehrmeister aufbauend, moderne Probleme des Strahlenschutzes zum Wohle unserer Gesellschaft einer Lösung zuführen. Dabei ist es notwendig, im Bewusstsein, dass in bestimmten Bevölkerungskreisen eine gewisse Verunsicherung besteht, die Probleme nicht nur technisch zu lösen, sondern auch die emotionellen Aspekte im Auge zu behalten. Es ist also erforderlich, neben der praktischen Bewältigung der Probleme geduldig ein sachliches und verständliches Gespräch mit der Bevölkerung zu führen. Selbst auf die Gefahr hin, dass weitere unsinnige Aeusserungen, wie sie Weish und Gruber (1) zitieren : "Mit der Kerntechnik wachsen der Apparat des Strahlenschutzes und sein Einfluss in vielen Bereichen des öffentlichen Lebens. Dieser Einfluss wird eingesetzt, um über eine prinzipielle Bejahung und Förderung des Ausbaues der Kerntechnik dem Bestreben des Strahlenschutzapparates nach Selbstvergrösserung und Machtausbreitung zu dienen" - Ende des Zitates - ist die offene Information notwendig. Was Weish und

Gruber aber offensichtlich nicht begriffen haben, ist, dass Strahlenschutz nicht von einer grauen Eminenz betrieben wird, sondern dass jeder, der in der Medizin, in der Forschung,in der Lehre und in der Industrie radioaktive Stoffe und ionisierende Strahlung benützt oder bei Zwischenfällen seinen Einsatz zu leisten hat, wie die Polizei und Feuerwehr, zu seinem eigenen Nutzen und zum Nutzen unbeteiligter Drittpersonen Strahlenschutz betreibt.

* * * * *

LITERATUR

(1) P. Weish, E. Gruber : "Radioaktivität und Umwelt" Gustav Fischer Verlag,Stuttgart, 1975

Hauptthema 4

ERZEUGUNG VON KERNENERGIE

Hagenberg W. *)

STRAHLENSCHUTZASPEKTE BEI DER HERSTELLUNG VON PLUTONIUM ENTHALTENDEN BRENNELEMENTEN

Zusammenfassung: Bei der Auslegung und dem Betrieb einer Fabrik für plutoniumhaltige Brennelemente sind neben den Richtlinien und Vorschriften, die auch bei konventionellen Betrieben gelten, um Unfälle zu verhüten, zusätzliche Regeln und Auflagen zu beachten, die dem besonderen radiologischen Gefährdungspotential des Plutoniums Rechnung tragen. Nach einer kurzen Darstellung der Fabrikation von Mischoxid-Brennelementen werden einige wesentliche Maßnahmen beschrieben, die für den sicheren Umgang mit Plutonium unumgänglich sind, insbesondere zur Vermeidung von Kontaminationen und der Inkorporation von Pu und um die externe Strahlenbelastung des exponierten Personals so gering wie möglich zu halten.

1. Einleitung

Die Herstellung plutoniumhaltiger Brennstäbe wird in mehreren auch räumlich getrennten Verarbeitungsbereichen durchgeführt: Konversion, Mischoxidherstellung, Pelletbereich, Brennstabfertigung.

Ausgangsmaterialien sind PuO_2 und UO_2. Wird das in Wiederaufarbeitungsanlagen aus abgebrannten Brennelementen gewonnene Plutonium in Form von Nitrat angeliefert, wird dieses im Konversionsbereich direkt vor der Weiterverarbeitung in das Oxid umgewandelt, indem zunächst Pu-Oxalat ausgefällt und dieses anschließend bei hoher Temperatur zu Oxid kalziniert wird. Bei diesem Prozeß werden Americium und restliche Spaltprodukte abgetrennt. Die Ausgangskomponenten UO_2- und PuO_2-Pulver werden gewogen und in mehreren Schritten in einem bestimmten Verhältnis gemischt. Der Anteil PuO_2 beträgt ca. 2 - 4 % bei Brennstoff für thermische Reaktoren und ca. 25 - 35 % für Schnellbrüterreaktoren. Aus dem Mischoxidpulver werden durch mechanisches Pressen Tabletten hergestellt, die bei hoher Temperatur gesintert und anschließend geschliffen werden.

---

*) Abteilung Sicherheit, ALKEM GmbH, Hanau

Die gesinterten Brennstofftabletten (Pellets) werden schließlich in vorbereitete Brennstabhüllen eingefüllt und diese dicht verschweißt.
In wesentlichen Teilen der Produktion verläuft die Herstellung plutoniumhaltiger Brennstäbe in Verfahrensschritten, die denen der Uran-Brennelementherstellung prinzipiell ähnlich sind.
Beim Umgang mit Plutonium, insbesondere bei seiner Verarbeitung und Hantierung im technischen Maßstab, muß jedoch - neben Aspekten der nuklearen Sicherheit - das aufgrund der Strahlung und Giftigkeit beträchtlich höhere radiologische Gefährdungspotential berücksichtigt werden.

2. Toxität (1, 2)

Die Radiotoxizität von Plutonium - die chemische Giftigkeit ist demgegenüber zu vernachlässigen - beruht auf der hohen spezifischen α-Aktivität (je nach Isotop: 16 - 1 Ci/g) und der Eigenschaft, sich nach Inkorporation in kritischen Organen zu akkumulieren, in denen dann die hohe Energie der α-Teilchen (ca. 5 MeV) auf kleinem Raum zur Wirkung kommen kann.
Das biologische Verhalten von Plutonium hängt u. a. weitgehend davon ab, ob es in löslicher oder unlöslicher Form vorliegt und auf welchem Wege es in den Körper gelangt. Sehr vereinfacht dargestellt, lagert sich Plutonium in löslicher Form, wenn es - über den Atemweg oder eine Wunde - in die Blutbahn gelangt ist, zu etwa 40 % in der Leber und 50 % in den Knochen ab (3). Unlösliches Plutonium - PuO_2 - wird dagegen in der Lunge angesammelt und von dort nur sehr langsam wieder ausgeschieden.
Die Freigrenzen sowie die maximal zulässigen Konzentrationen von Plutonium im menschlichen Körper sind daher sehr niedrig gehalten (4).
Für das kritische Organ Knochen:
0,04 μCi Pu_{239} (238, 240) = 0,65 μg Pu_{239} (lösl.).
Für die Lunge:
0,016 μCi Pu_{239} (240, 241, 242) (unlöslich).
Entsprechend niedrig sind die zulässigen Konzentrationen in

der Luft. In Arbeitsräumen beträgt der Höchstwert $1,8 \times 10^{-12}$ $\mu Ci/cm^3$, bezogen auf eine Arbeitszeit von 40 h/Woche.
Die Oberflächenkontamination darf im Kontrollbereich der ALKEM gem. behördlicher Auflage 5×10^{-6} $\mu Ci/cm^2$ nicht überschreiten.

3. Schutz gegen Kontamination und Inkorporation

An eine Anlage, in der Plutonium verarbeitet wird, werden daher zum Schutz sowohl der Mitarbeiter als auch der Umgebung erhöhte Sicherheitsanforderungen hinsichtlich des Aufbaus, der technischen Auslegung, der Hantierungstechnik und auch des Strahlenschutzes gestellt.
Absolute Voraussetzung für den sicheren Umgang mit Plutonium ist ein vollständiger Einschluß. Es wird daher ausschließlich in dichten Handschuhkästen hantiert, in denen ständig ein geringer Unterdruck aufrecht erhalten wird. Wo manuelle Tätigkeiten in der Box notwendig sind, werden diese über Gummihandschuhe oder Manipulatoren durchgeführt. Die Handschuhkästen stehen ihrerseits in voneinander getrennten, jeweils ebenfalls dichten und unter leichtem Unterdruck stehenden Arbeitsräumen. Die Abluftfiltration erfolgt in beiden Fällen getrennt über jeweils mehrfach angeordnete hochwirksame Schwebstoffilter. Der schwächste Punkt dieser Schutzmaßnahmen sind die Handschuhe in den Handschuhkästen. Es ist daher eine wesentliche Aufgabe des routinemäßigen Strahlenschutzes, diese ständig auf ihren einwandfreien Zustand zu überprüfen und wenn notwendig, sofort auszutauschen. Trotzdem läßt es sich auch bei gut ausgebildetem und trainiertem Personal nicht absolut vermeiden, daß gelegentlich - hauptsächlich infolge defekter Handschuhe - Aktivität aus der Box entweicht. Nach jedem manuellen Eingreifen in Boxen überprüfen daher die Arbeiter ihre Hände auf eine mögliche Kontamination. Da mit handelsüblichen α-Meßgeräten schon geringste Spuren von Aktivität festgestellt werden, ist dies ein sicherer Weg, um Kontaminationen infolge defekter Handschuhe schnell zu erkennen.
Unabhängig davon wird auch die Aktivität der Raumluft in unmittelbarer Nähe exponierter Arbeitsplätze - Schleusen, Stellen hoher Frequenz der manuellen Hantierung in Boxen, Box-

Bereiche mit hohem Verstaubungsgrad - ständig überwacht. Dazu wird die Luft über spezielle Meßlufttrichter gesaugt und die Filter regelmäßig ausgemessen. Durch die Auswertung der Filter im Fall einer Pu-Dispersion kann der Kontaminationsherd sehr genau lokalisiert werden. Eine noch schnellere und zuverlässigere Alarmierung bei einem Anstieg der Luftaktivität, d. h. einer Freisetzung von Pu, erhält man, wenn die Ausmessung und Auswertung der Meßfilter ständig zentral über einen Rechner erfolgt.
In der Regel werden daher bei den im Normalbetrieb vorkommenden Kontaminationszwischenfällen nur kurzzeitig und lokal begrenzt erhöhte Aktivitäten in der Luft registriert, weil die Kontaminationsherde schnell erkannt und beseitigt, d. h., nur geringe Mengen Plutonium freigesetzt werden. Außerdem macht sich hier die hohe Dichte von Pu und die - infolge der Strahlung - statische Aufladung bemerkbar, was dazu führt, daß sich PuO_2-Staub sehr schnell auf allen verfügbaren Oberflächen absetzt und nur schwer resuspendierbar ist.
Bei jeder Pu-Freisetzung muß jedoch wegen der besonderen Gefährdung durch inkorporiertes Material zuerst einer möglichen Inhalation vorgebeugt, bzw. eine solche auf ein Mindestmaß beschränkt werden. Zum persönlichen Schutz trägt deshalb jeder Arbeiter ständig eine Atemschutzmaske bei sich, die innerhalb weniger Sekunden aufgesetzt werden kann. Diese Schutzmaßnahme hat sich als außerordentlich wirksam erwiesen.

Weitere routinemäßige Überwachungsmaßnehmen, u. a.:

- Die Luftströme der gesamten Anlage werden sowohl nach Arbeitsräumen getrennt, als auch zusammengefaßt vor Abgabe an die Außenatmosphäre , kontinuierlich überwacht, wobei die Aktivität der natürlichen α -Strahler Radon, Thoron und Folgeprodukte, die die zulässige "künstliche" α -Aktivität um ca. das 25-fache übersteigt, diskriminiert wird.
- Die Oberflächen aller Räume und Einrichtungen im Kontrollbereich werden laufend durch Wischtestnahmen auf eine etwaige Oberflächenkontamination überprüft, wobei - unabhängig von der Freigrenze - jede, auch die geringste Verunreinigung, mit Aktivität als Kontamination angesehen und als

solche behandelt wird, denn die Aufrechterhaltung einer bzg. Aktivität quasi sterilen Umgebung ist eine wesentliche Voraussetzung dafür, daß auch geringste Dispersionen schnell erkannt und wirksam unterbunden werden können.

Die im Normalbetrieb aufgetretenen Kontaminationen im Kontrollbereich der ALKEM konnten in der überwiegenden Zahl innerhalb von 30 min. beseitigt werden. Wie die begleitenden routinemäßigen Ausscheidungsanalysen und die medizinische Überwachung der Arbeiter zeigte, wurde dabei bisher in keinem Fall eine relevante Menge an Aktivität inhaliert.
Es hat sich aber gezeigt, daß durch die o. g. Schutz- und Überwachungsmaßnahmen auch größere Pu-Freisetzungen sicher beherrscht werden können.

Ein weiteres Gebiet, das besondere Aufmerksamkeit erfordert, ist die Minimierung der Verletzungsgefahr bei manuellen Arbeiten in Handschuhkästen - z. B. durch scharfe oder spitze Gegenstände, heiße oder sich schnell bewegende Anlagenteile - d. h. der Gefahr, Pu direkt über eine Wunde zu inkorporieren. Solche "aktiven" Verletzungen - meist kleinere Stich- oder Schnittwunden im Finger- und Handbereich, müssen unverzüglich an einem geeigneten Wundmeßplatz (Nachweisgrenze über die Gamma-Strahlung von Plutonium oder Americium: ca. 3 nCi) auf mögliche Wundaktivität ausgemessen werden. Die ärztliche Behandlung erfolgt zunächst immer erst vor Ort, d. h. in einem entsprechend ausgestatteten Sanitätsbereich. Hier können auch kleinere chirurgische Eingriffe, wie z. B. Ausschneiden des kontaminierten Gewebes einer Finger- oder Handverletzung, vorgenommen werden. In jedem Fall werden bei Verletzungen im aktiven Bereich, wie bei jedem Verdacht auf Pu-Inkorporation, kontrollierende Urin- und Stuhlanalysen durchgeführt.

4. Externe Strahlenbelastung

Die externe Strahlenbelastung des Personals hängt von verschiedenen Faktoren ab, u. a. Menge des Materials, Isotopenzusammensetzung, Zeit seit Abtrennung oder Reinigung des Materials und auch Verarbeitungszustand.
Die Pu-Isotope emittieren überwiegend niederenergetische

Gammastrahlung unterschiedlicher Intensität sowie Neutronen aus Spontanspaltungen und (α,n)-Reaktionen. Einen wesentlichen Beitrag zur externen Strahlung liefert die 60 keV-Gamma-Strahlung hoher Intensität von Am-241, das durch β-Zerfall aus Pu-241 entsteht. Dabei ist die durch Am-241 bewirkte Dosis abhängig von der Pu-241-Konzentration und der Zeit seit der Reinigung des Plutoniums. Es ist daher die Möglichkeit gegeben, die γ-Strahlendosis dadurch zu reduzieren, daß man Pu als Nitrat lagert und erst unmittelbar vor der Verarbeitung unter Abtrennung des Americiums zu PuO_2 konvertiert.

Die maximal zulässigen Ganzkörper- und Teilkörperdosen sind durch die 1. SSVO bzw. durch Auflagen der Behörden limitiert. Generell besteht die Forderung, die Strahlenbelastung so gering wie möglich zu halten. Für die ALKEM gelten folgende Werte: Ganzkörper: 100 mrem/Woche; 1000 mrem/13 Wochen. Finger-, Unterarmbereich: 1,2 rem/Woche; 12 rem/13 Wochen.

Diese Forderungen müssen bereits bei der technischen Auslegung der Anlage bzw. bei Planung neuer Anlagenteile berücksichtigt werden, indem z. B. wo immer möglich, die Verfahrensschritte weitgehend mechanisiert oder automatisiert werden. Dies darf aber nicht so weit führen, daß der Vorteil einer geringeren Belastung im Normalbetrieb durch besonders hohe Expositionen bei Wartungs- und Reparaturarbeiten aufgehoben wird.

Bei vielen Verarbeitungsschritten kann jedoch beim gegenwärtigen Stand der Technik auf eine routinemäßige manuelle Hantierung in Handschuhkästen noch nicht verzichtet werden. Deshalb sind dort, abhängig von der Menge und dem Zustand des Materials, zusätzliche Abschirmungen gegen γ- und Neutronenstrahlung erforderlich.
Da die Arbeit in Boxen meistens durch die Fingerdosis begrenzt wird, ist es notwendig, bereits die Apparate mit den Hauptaktivitäten selbst gut abzuschirmen.

Die Art der Strahlenquellen, mit denen man es zu tun hat, ist sehr unterschiedlich und u. a. auch abhängig vom Verarbeitungszustand des Materials. In kompakter Form - als Pellets,

in fertigen Brennstäben oder kleineren abgepackten Einheiten - bildet das Pu-haltige Material mehr oder weniger ideale Punktquellen. Diese sind, wo nötig, relativ einfach abzuschirmen. Außerdem kann die γ-Dosis durch Verwendung abstandgebender Hantierungsmittel minimiert werden.
In den Bereichen jedoch, wo PuO_2 oder UO_2-PuO_2-Mischpulver verarbeitet wird, zeigen die Handschuhkästen in der Praxis oft einen hohen Verstaubungsgrad, der zur schnellen Verschmutzung des Box-Inneren führt; d.h., hier ist ein homogenes ausgedehntes Strahlungsfeld vorhanden, das sich noch durch den Alterungsprozeß - Am-Aufbau - ständig verstärkt und durch Abschirmungsmaßnahmen sehr viel schwerer zu beherrschen ist. Wenn in diesen Bereichen die Freizügigkeit des Arbeitens in den Boxen erhalten werden soll, muß von vornherein die Entstehung von Pu-Staub durch eine entsprechende Auslegung der Aggregate verhindert werden.
Die administrativen Kontrollen zur Einhaltung der zulässigen Dosiswerte umfassen die ständige Überwachung des Personals hinsichtlich der empfangenen Dosis sowie des Strahlungspegels an den einzelnen Arbeitsplätzen und im gesamten Kontroll- und Überwachungsbereich.

Die Einhaltung der maximalen Dosiswerte ist oft nur durch einen rechtzeitigen Wechsel des Arbeitsplatzes möglich. Es ist daher unerläßlich, daß die kumulierte Dosis jedes Mitarbeiters ständig kontrolliert wird und durch begleitende Ortsdosismessungen am Arbeitsplatz die bei einer bestimmten Tätigkeit zu erwartende Dosis hochgerechnet wird.

Es ist hier mehr noch als bei der Kontaminationsüberwachung die eigenverantwortliche Mitarbeit des betroffenen Personals notwendig. Um Ermüdungseffekten in dieser Hinsicht vorzubeugen, ist es eine wesentliche Aufgabe der für den Strahlenschutz Verantwortlichen, die exponierten Personen immer wieder zu belehren und entsprechend zu motivieren.

Neben der Gamma-Ortsdosisleistung wird auch die schwer abschirmbare Neutronenstrahlung in den einzelnen Arbeitsbereichen ständig mit einem Rem-Counter gemessen und kontrolliert.

Der Anteil der n-Strahlung ist sehr unterschiedlich. Die Personendosimetrie in den betroffenen Bereichen erfolgt mit Kernspurfilmen in Neutronenplaketten. Die angemessene Berücksichtigung der n-Strahlung ist jedoch nach wie vor problematisch und für den praktischen Betrieb noch nicht befriedigend gelöst.

Literatur:

(1) The Toxicity of Pu, Med. Research Council London (1975).

(2) Blair,W.J.: Toxicology of Pu
(J.T.Lott, H.Adler eds: Advances in Rad. Biology Vol. 4
(New York) Academic Press 1974, S. 255 - 315

(3) Lafuma,J.: Berne Generale Nucleair, Tome 1- No. 2
Avril-Mai-Juin 1975.

(4) Safe Handling of Plutonium, Safety Series No. 39 IAEA,
Vienna 1974.

Schroeder, H.J. *

Strahlenschutz im Kernkraftwerk Biblis

Summary: The organisation of the Health Physics Group is described. Some data of radiation exposure of the personal during 1975 and the refuelling period 1976 are given.

Zur Darstellung aller Aspekte des Strahlenschutzes im KKW Biblis ist die vorgesehene Zeit leider zu kurz. Ich muß mich daher darauf beschränken, nur einige ausgewählte Punkte anzusprechen, die mir besonders erwähnenswert erscheinen.

Das KKW Biblis besteht aus 2 DWR, deren Funktionsweise als bekannt vorausgesetzt werden kann, von jeweils ca. 1200 MWe Leistung.
Bild 1

Beide Anlagen sind räumlich voneinander getrennt und weitgehend in ihrer Betriebsweise autark. Als Kontrollbereich sind jeweils die Gebäudekomplexe Reaktorgebäude, Ringräume und Hilfsanlagengebäude (im Bild schattiert) ausgewiesen. Zwischen beiden Kontrollbereichen gibt es keine direkte räumliche Verbindung. Daraus ergeben sich einige organisatorische Konsequenzen.

Mit der Übernahme des Blockes B im (voraussichtlich) September 1976 durch das RWE - Block A wurde im Februar 1975 übernommen - wird die im Bild dargestellte Organisation für die Abteilung Strahlenschutz eingeführt.

Bild 2

* RWE-Betriebsverwaltung Biblis
Hauptabteilung Überwachung

Die Aufgaben dieser Gruppen sind:

a) Zentrale Gruppe

Diese Gruppe bearbeitet alle Aufgaben, die entweder auf den Standort bezogen sind, z.B. Umgebungsüberwachung, Wiederholungsprüfungen in den Blöcken, Aktivitätsabgabe mit der Fortluft aus beiden Blöcken, Revisionsvorbereitung, Hilfestellung bei der Revisionsabwicklung, u.a. oder die mit der strahlenschutzmäßigen Betreuung des Personals zu tun haben (Personendosimetrie)
und stellt eine Eingreifreserve dar für kurzfristige Hilfestellung in den Blöcken. Sie wird räumlich unabhängig von den Blöcken untergebracht werden.

b) Blockgruppen

Die Blockgruppen sind den Blöcken direkt zugeordnet. Sie sind für alle Aufgaben, die direkt mit dem Blockbetrieb zusammenhängen, zuständig; z.B. Überprüfen der Dosisleistungsverhältnisse, der Kontaminationsfreiheit der Anlage, für die Versorgung mit Hilfsmittel für den und im betreffenden Block, die Wäscherei und den heißen Hygienebereich, die Leitung und Durchführung der Strahlenschutzbetreuung während der Revision u.a. mehr.

Im Augenblick sind für die zentrale Gruppe 4 Strahlenschützer und für die Blöcke jeweils 3 Strahlenschützer und 3 Helfer vorhanden, insgesamt mit dem Abteilungsleiter 17 Personen.

Die Erfahrungen aus der Vorbereitung und der Durchführung der z.Z. laufenden Revision des Blockes A geben uns allerdings Anlaß zum Nachdenken, ob diese Anzahl an Strahlenschutzpersonal langfristig ausreichend ist, besonders unter Berücksichtigung der Tatsache, daß ab 1977 jeweils 2 Revisionen/Jahr, einmal im Block A bzw. einmal im Block B erforderlich werden.

Als Qualifikation für die Strahlenschützer wird eine abgeschlossene Ausbildung als Physik- oder Chemie-Laborant oder als Physiko- oder Chemotechniker gefordert; die als Helfer bezeichneten Mitarbeiter kommen aus anderen Berufen. Hinsichtlich einer optimalen Strahlenschutzbetreuung des Personals während der Arbeit an strahlenden Teilen oder in Bereichen erhöhter Dosisleistung wird derzeit die Einsatzmöglichkeit von Ingenieuren der Fachrich-

tung Maschinenbau oder Kernverfahrenstechnik für die Vorbereitung und die Überwachung bei der Durchführung von Reparatur- und Revisionsarbeiten diskutiert.

In beiden Blöcken gibt es unabhängige Strahlenschutzlabors und Meßräume, die nach dem Stand der Technik ausgestattet sind. Die notwendigen Strahlenschutzmeßgeräte werden ebenfalls blockunabhängig eingesetzt, wobei eine Reserve vorhanden ist und bei Bedarf die Geräte des einen Blockes auch im anderen Block eingesetzt werden.

Bild 1

Eine Besonderheit, die sich einmal aus der Unabhängigkeit der Kontrollbereiche beider Blöcke und zum anderen aus der dezentralen Unterbringung des technischen Personals in den Schaltanlagengebäuden beider Blöcke und im sog. Nebenanlagengebäude (z.B. Werkstätten) ergibt, erforderte mit der Kritikalität von Block B die dezentralisierte Deponierung der Filmplaketten. Diese sind an 14 verschiedenen Stellen im Kraftwerk in der Nähe der Arbeits- bzw. Büroplätze der Mitarbeiter untergebracht. Nach einer kurzen Übergangszeit haben sich die Mitarbeiter an diese abweichende Zugriffsmöglichkeit zu den Plaketten gewöhnt.

Zur Verringerung des Stabdosimeteraufwandes wurde die früher übliche feste Zuordnung eines Stabdosimeters zum Mitarbeiter aufgegeben und durch einen Pool ersetzt, aus dem der Mitarbeiter beim Betreten des Kontrollbereiches ein Stabdosimeter erhält. Beim nächsten Betreten des Kontrollbereiches erhält er möglicherweise ein anderes Stabdosimeter. Mit dieser Regelung werden bei Normalbetrieb erheblich weniger als 100 Stabdosimeter pro Block bei ca. 400-500 Personen und bei Revision nur ca. 250 Stabdosimeter benötigt.

Das erste Betriebsjahr des Blockes A verlief für den Strahlenschutz problemlos.

Bild 3

Die Gesamtdosis des eingesetzten Eigen- und Fremdpersonals betrug 30,66 rem (Filmdosimeterwerte, ohne Berücksichtigung des

Filmdosimeter-Nullwertes für wenig bestrahlte Personen), die höchste Belastung 1010 mrem und die rechnerische Belastung pro Person 65 mrem bei 470 Personen in der Überwachung.

Die äquivalenten Daten für 1976 bis zum Revisionsbeginn Block A (Ende April 1976) sind 18,68 rem (Filmdosimeterwerte), 750 mrem, bzw. 24 mrem/Person bei 835 Personen in der Überwachung. Diese relativ niedrigen Werte erhöhten sich erwartungsgemäß im Laufe der am 24.4.1976 begonnenen Revision von Block A.

Block B wurde am 25.3.1976 erstmalig kritisch und befindet sich am heutigen Tage in der 80 %-Lastversuchsphase; sein Beitrag zur Dosisbelastung war bis jetzt gering.

Die im bisherigen Revisions-Zeitraum durchgeführten Arbeiten umfassen geplante Arbeiten, z.B. Brennelementwechsel, Brennelementlecksuche (Sipping von 193 Elementen: 7 Defekte), Brennelementinspektion, Wirbelstromprüfung an einem Dampferzeuger, Ultraschallprüfung relevanter Schweißnähte an einem Loop, Inspektionen von Behältern, und ungeplante Arbeiten, z.B. Reinigen der Reaktordruckgefäßbehälterbolzen (mit Ausbau, Entrosten und Einbau), Reparatur von Nachkühlpumpen, Ausbau, Inspektion und Ersatz von Schrauben an allen vier Hauptkühlmittelpumpen, um nur einige Arbeiten zu nennen.

Bild 4

zeigt für einige abgeschlossene Arbeiten die vom Personal aufgenommene Gesamtdosis (Stabdosimeterwerte).

Insgesamt wurden vom 24.4. bis 31.5.1976

134 rem vom Personal aufgenommen, davon
29,4 rem von eigenem Personal und
104,6 rem von Fremdpersonal.

Aufgrund der bisher vorliegenden Erfahrungen kann ein Jahresdosiswert in der Größenordnung von 300-400 rem als Gesamtdosis für das Kernkraftwerk Biblis 1976 erwartet werden.

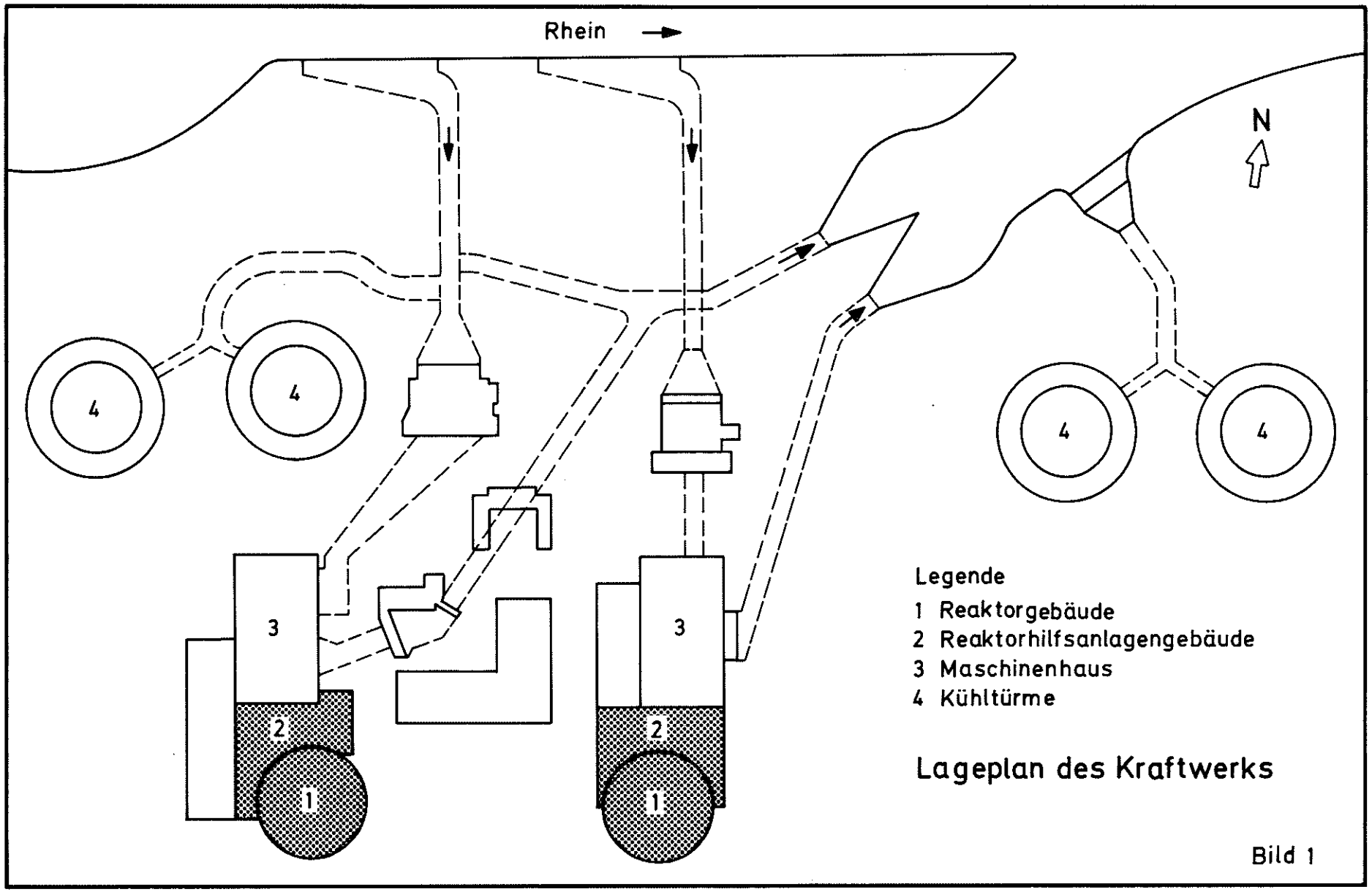
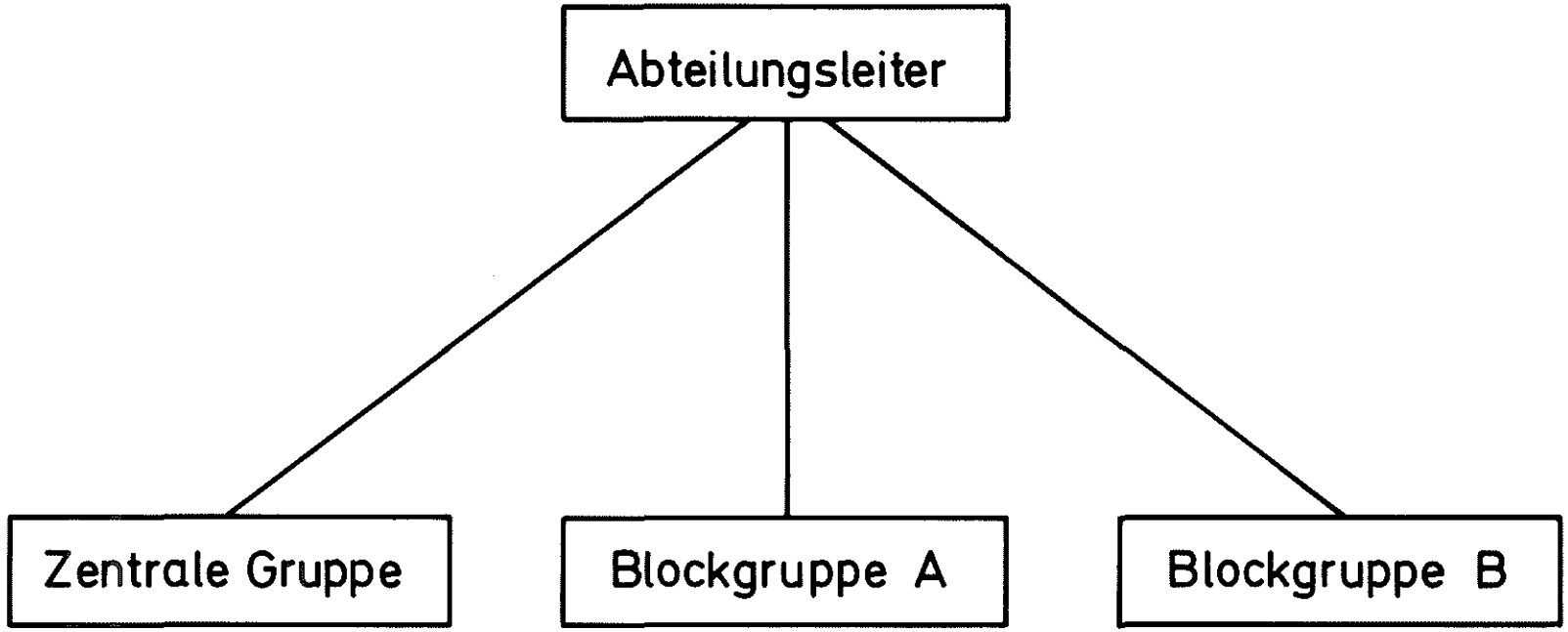

Rhein
N
4
4
4
4
3
3
2
2
1
1
Legende
1 Reaktorgebäude
2 Reaktorhilfsanlagengebäude
3 Maschinenhaus
4 Kühltürme
Lageplan des Kraftwerks

Bild 1



RWE-BV Biblis	Organisation der Abteilung Strahlenschutz	HA Überwachung Bild 2

	1975 Filmwerte	1976 1.1. -30.4 Filmwerte	1976 24.4 -31.5. (Revision) Stabdosimeterwerte
Gesamtdosis	30 660	18 680	134 027
Eigenpersonal	16 550	4 860	29 324
Fremdpersonal	14 110	13 820	104 633
[mrem]			
Belastung pro Person			
Eigenpersonal	43,8	12,6	127
Fremdpersonal	145,5	31,8	216
[mrem/Person]			
Höchste Dosis einer Person			
Eigenpersonal	660	350	1048
Fremdpersonal	1010	750	1903
[mrem]			

RWE - BV Biblis	Dosis des Personals	HA Überwachung Bild 3

	mrem	Personen	mrem/Person	höchste Dosis einer Person mrem
Wirbelstromprüfung DE 3				
Messung	3 857	20	193	868
begleitende Arbeiten	4 558	36	126,6	630
Ultraschallprüfung Loop 3				
Messung	1 405	3	468,3	555
begleitende Arbeiten	7 744	27	286	595
Reinigen RDB - Bolzen	10 933	55	198,8	555

RWE - BV Biblis	Personaleinsatz und Dosisbelastung bei einigen Revisionsarbeiten (Stabdosimeterwerte)	HA Überwachung Bild 4

Rübenberg, P.+

STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN IM KERNKRAFTWERK STADE

Zusammenfassung: Nach Darlegung der betrieblichen Organisation des Strahlenschutzes im Kernkraftwerk Stade wird der Arbeitsumfang während der Revisionszeit umrissen. Die Dosisbelastung des Personals zeigt sowohl für das eigene wie für das fremde Personal gleichbleibende Tendenz mit Jahresdosen zwischen 300 und 400 Mann·rem. Abschließend werden die Strahlenschutzmaßnahmen beim Tauchereinsatz erläutert, als 1973 der Kernschemel im gefluteten Reaktordruckbehälter ausgewechselt wurde.

Die 4 1/2 Jahre erfoglreichen Betriebes des Kernkraftwerk Stade haben gezeigt, daß die Organisationsform des Strahlenschutzes sich bewährt hat. Im Kernkraftwerk Stade sind die drei Abteilungsleiter für Maschinenbau, Elektrotechnik und Physik als Strahlenschutzverantwortliche für die ihnen unterstellten Personen benannt worden. Die betriebliche Organisation der Strahlenschutzmaßnahmen und die Überwachung der Einhaltung der Vorschriften und Auflagen werden von einer Strahlenschutzgruppe wahrgenommen, die zur Physik-Abteilung gehört. Sie wird geleitet von einem Strahlenschutz-Ingenieur und umfaßt vier Strahlenschutztechniker und sechs Strahlenschutzwerker. Diese elf Personen haben während des Normalbetriebs keinen Schichtdienst, im Bedarfsfall sind aber stets zwei Personen als Bereitschaft verfügbar.

Während der Revisionsphasen, wenn einige hundert Personen im Kontrollbereich rund um die Uhr tätig sind, wird das Strahlenschutzpersonal auf fünfzig bis sechzig Personen aufgestockt, um einen Schichtbetrieb mit Überwachung aller Arbeiten zu gewährleisten. Die Maximalzahl der pro Monat strahlenschutzmäßig überwachten Personen betrug 619 im Juli 1973.

Für jede Arbeit muß ein schriftlicher Arbeitsauftrag vorliegen, der vom Strahlenschutz freigegeben werden muß. Diese schriftliche Freigabe erfolgt erst nach Messung der Strahlendosisleistung, der Gas-und Aerosolaktivität unter Angabe der geforderten Schutzmaßnahmen.

+Abteilungsleiter f. Physik, Chemie u. Strahlenschutz, Kernkraftwerk Stade

So sind zum Beispiel während eines Revisionsmonats neben den vielen tausend Dosisleistungsmessungen bis zu 2000 einzelne Aerosolmessungen und 800 Messungen der Gasaktivität erforderlich. Es werden während der Revision rund 10000 Wischteste ausgewertet und ca. 50000 m^2 Fußboden- und Wandflächen dekontaminiert. Maximal sind 50 Schuhwechselzonen eingerichtet, die von der Wäscherei betreut werden. In der Kontrollbereichswäscherei werden zur Revision im Schichtbetrieb ca. 100000 Paar Überschuhe und Stoffhandschuhe sowie 30000 Schutzanzüge, 8000 Garnituren Unterwäsche und 1000 Paar Turnschuhe gewaschen sowie bis zu 3500 Atemmasken dekontaminiert.
Es sind ferner vom Strahlenschutz 2 Kontrollbereichseingänge zu überwachen, über die pro Tag maximal 800 Eingänge und 800 Ausgänge erfolgen. Bei jedem Ein- und Ausgang erfolgen Eintragungen der Stabdosimeterwerte in ausliegende Listen, die täglich dem Prozeßrechner eingegeben werden, so daß der aktuelle Dosisstand aller Personen ständig als Rechnerprotokoll vorliegt, wobei die Ordnung nach der Dosis oder nach der Firmenzugehörigkeit erfolgen kann.

Dadurch daß alle dosisintensiven Arbeiten vom Strahlenschutz mit besonderer Aufmerksamkeit verfolgt werden, gab es bisher im Kernkraftwerk Stade keinen einzigen Fall der Überschreitung der gesetzlichen Dosisgrenzwerte oder nennenswerte Inkorporationen.

Die Dosisverteilung für das KKS-Personal ist in Abb. 1 für die letzten 3 Jahre dargestellt. Die überwiegende Mehrheit bleibt in der Jahresbelastung unter 1 rem. Es gibt nur ausnahmsweise einzelne Personen mit Jahresdosen zwischen 4 und 5 rem und keinen deutlichen Trend der Verschiebung der Dosisverteilung im Laufe der Jahre zu höheren Werten.

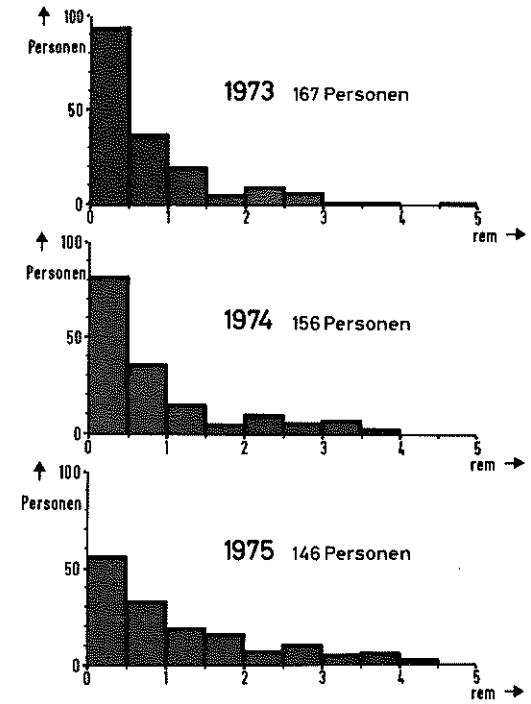


Abb. 1 **Dosisverteilung des Betriebspersonals**

Das liegt auch darin begründet, daß die Dosisleistungen in der Anlage nach dem Anstieg während der Inbetriebnahmephase nicht mehr nennenswert anstiegen, wie in Abb. 2 dargestellt. Nur einzelne Punkte, an denen bevorzugt Ablagerungen

möglich sind, wie das Rohrknie unter dem Druckhalter, weisen noch einen deutlichen Anstieg der Dosisleistung nach 1973 auf. An den Loopleitungen des Primärwasserkreislaufes wurden seit 3 Jahren Dosisleistungswerte zwischen 150 und 250 mrem/h an der Oberfläche der Isolation gemessen. Die Innenflächen des Primärkreises haben kontaminationsbedingt eine Dosisleistung von 10 rem/h nicht überschritten. Unter dem Reaktordeckel wurden in allen 4 Revisionen, 1973 bis 1976, Dosisleistungen von 5 rem/h gemessen.

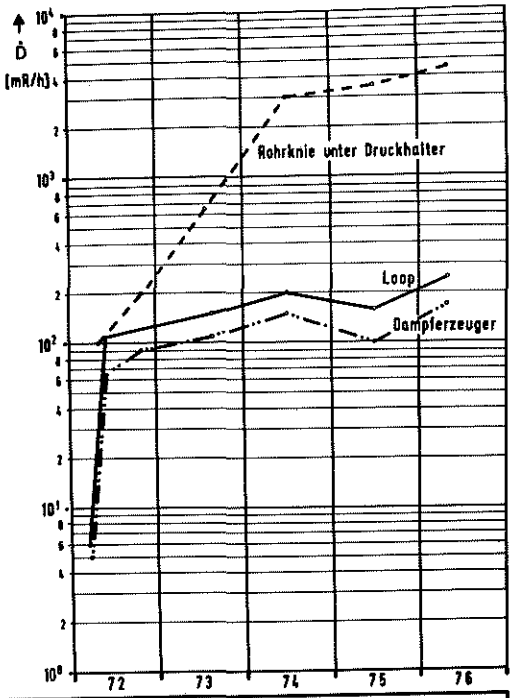


Abb. 2 Dosisleistungsanstieg 72-76

Auch die monatliche Gesamtdosis, in Abb. 3 dargestellt, zeigt ab 1973 mit Ausnahme störungsbedingter Schwankungen keinen nennenswerten Anstieg, weder in den normalen Betriebsmonaten (mit Mittelwert um 10 rem) noch in den Revisionsmonaten (mit Dosiswerten zwischen 200 und 285 rem). Die gleichbleibende Dosisbelastung ist am besten ersichtlich aus der in Abb. 4 gezeigten Darstellung der Gesamt-Jahresdosis der letzten 5 Jahre. Abgesehen vom Inbetriebnahmejahr 1972 ergeben sich Gesamt-Jahresdosen zwischen 300 und 400 rem, wobei 3/4 der Jahresdosis während der Revision und bei Wiederholungsprüfungen aufgenommen wird, und zwar hauptsächlich vom Fremdpersonal. Dabei liegt aber die mittlere Revisionsdosis pro Person für das Fremdpersonal aufgrund der größeren Personenzahl in der gleichen Höhe von ca. 500 mrem/Person wie für das KKS-Betriebspersonal. Abb. 4 zeigt deutlich, daß das KKS-Personal eine gleichbleibende Dosisbelastung erhielt, die sich je zur

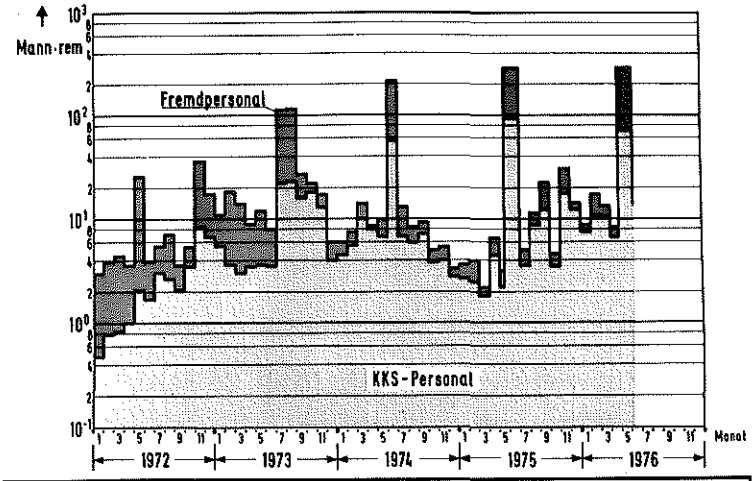


Abb. 3 Monatliche Gesamtdosis 1972-1976

Hälfte aus der Revisionsdosis und der Betriebsdosis zusammensetzt, und die auch für die kommenden Jahre in dieser Höhe angenommen werden darf.

Als Beispiel einer speziellen Strahlenschutzüberwachung sei noch einmal der Tauchereinsatz ins KKS-Reaktordruckgefäß erläutert, der 1973 zur 1. Revisionsphase notwendig wurde, weil sich 8 von 48 Schrauben der Befestigung des Reaktorschemels gelockert hatten. Obwohl dieser der Absturzsicherung des Reaktorcores dienende Schemel voll funktionsfähig war, wurde damals entschieden, ihn durch einen neuen Schemel in verbesserter Konstruktion zu ersetzen. Für diese Arbeiten wurde der Einsatz von 6 Berufstauchern geplant, die zunächst ein inaktives Unterwassertraining dieser speziellen Arbeit bei KWU in Erlangen absolvierten und dann in Stade eingehend über den Strahlenschutz belehrt wurden. Nachdem das Dosisleistungsfeld vermessen und die Druckgefäßkalotte von aktivierten losen Teilen gesäubert wurde, ergab sich eine Dosisleistung am Schemel von 2 rem/h als verbleibende Kontamination. An der Druckgefäßwand wurden maximal 25 rem/h gemessen. Durch einen in den Schemel abgesenkten Abschirmbehälter mit 7 cm Blei und 3 cm Eisen wurde die Dosisleistung im Innern desselben auf 10 mrem/h reduziert. (vergl. zur Übersicht auch Abb. 5). Aus einem Arbeitsfenster dieser Abschirmung heraus wurden die Arbeiten der Taucher ausgeführt, die mittels Fernsehkamera und Gegensprechanlage vom Bekkenrand oben verfolgt und geleitet wurden.

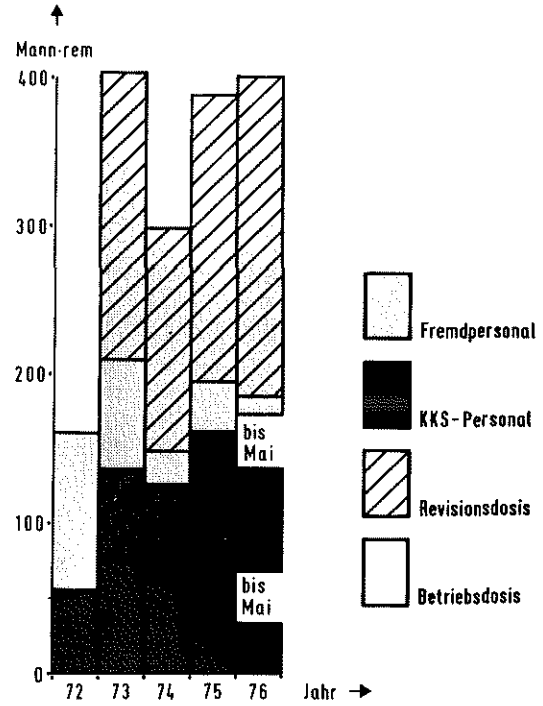


Abb. 4 Gesamtdosis 1972-76

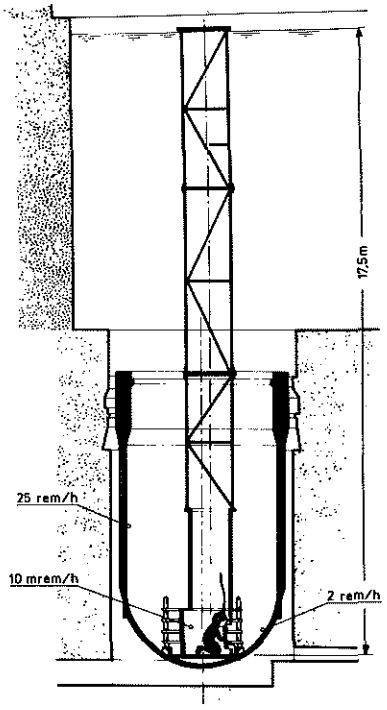


Abb. 5 Arbeiten am Reaktor-Schemel

Um Kontaminationen und Inkorporationen zu

vermeiden, wurde in Trockentauchanzügen gearbeitet, die direkt vor dem Tauchgang in einem genügend großen Bassin mit inaktivem Wasser auf ihre Dichtheit überprüft wurden. Außerdem wurde eine Tauchzeit von 55 Min beschlossen, um die bereitstehende Dekompressionskammer nicht zu kontaminieren und nur bei Zwischenfällen benutzen zu müssen. Nach der Arbeit in 17,5 m Wassertiefe war dann nur eine kurze Verweilzeit notwendig und der Taucher hatte Zeit, seinen Tauchanzug gründlich säubern zu lassen, bevor er denselben verließ. Das erfolgte so, daß der Taucher beim Heraussteigen schon auf der Leiter mit einem Wasserstrahl abgespült wurde. Danach begab er sich noch in voller Ausrüstung in eine Duschkabine auf der Arbeitsbühne über dem Reaktorbecken, in der er aus mehreren Brausen gründlich abgeduscht wurde. Das Aussteigen aus dem Taucheranzug erfolgte mit fremder Hilfe. Auf diese Weise wurden Kontaminationen verhindert und auf Inkorporationsmessungen konnte verzichtet werden.

Jeder der 6 Taucher wurde mit 20 Dosimetern verschiedener Typen versehen, deren Verteilung in Abb. 6 gezeigt wird. Die Auswertung erfolgte zum Teil direkt nach jedem Tauchgang. Insgesamt wurden 41 Tauchgänge innerhalb von 12 Tagen durchgeführt.

Der Vergleich der Dosimeter zeigte annähernd Übereinstimmung bei Phosphatglas- und Stabdosimetern, während die Filmdosimeter kleinere, die Thermolumineszensdosimeter größere Werte ergaben. Insgesamt waren die Dosiswerte erfreulich niedrig. Die maximal belasteten Taucher erreichten folgende Dosiswerte mit Thermolumineszens-Dosimetern gemessen: Fingerspitze: 2,28 rem, Handgelenk: 0,96 rem, Kopf: 0,90 rem, Brust: 0,57 rem, Gonaden: 0,36 rem und Knöchel: 0,20 rem. Die Summendosis aller 6 Taucher erreichte für die Brust 1,70 rem für den Kopf 2,83 rem und für die Finger 9,80 rem.

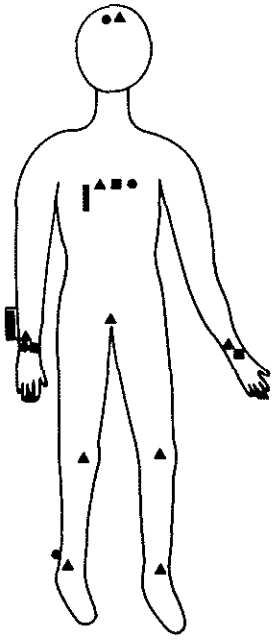


Abb.6 Ausrüstung der Taucher mit Dosimetern 1973

Herrmann, G.

STRAHLENSCHUTZ IN DER WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGE KARLSRUHE

Zusammenfassung: Erfahrungen auf dem Gebiet des Strahlenschutzes in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe liegen seit 1971 vor. Mit den Massnahmen zur Kontrolle externer Bestrahlungen als auch von Personenkontaminationen wurde erreicht, dass die Strahlenexposition der Beschäftigten weit unter den zulässigen Werten blieb. Die mittlere Jahrespersonendosis durch externe Bestrahlung betrug höchstens 24 % der zulässigen Jahresdosis von 5 rem/a, die höchste Dosis 8o %. Aktivitätsinkorporationen lagen im Prozentbereich der zulässigen Werte.

1. Einleitung

In der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe wurde am 7. September 1971 mit der Wiederaufarbeitung von bestrahlten Brennelementen begonnen. In den inzwischen vergangenen Jahren war der Betrieb sehr unterschiedlich. Am 29. Oktober 1974 wurde nach einer längeren Stillstands- bzw. Interventionsphase der Aufarbeitungsbetrieb mit der Auflösung von HDR-Brennelementen fortgesetzt. Seit 25. Mai 1975 werden KWO-Brennelemente mit einem mittleren Abbrand von 24,5 GWd/t aufgearbeitet. Diese Kampagne musste 1975 wegen des Einbaus eines Jodfilters für etwa sechs Monate unterbrochen werden. Dieses Filter wurde im April/Mai 1976 durch ein grösseres ersetzt und der Aufarbeitungsbetrieb am 3. Juni 1976 fortgesetzt.

Der Strahlenschutzbetrieb der GWK hat in den vergangenen Jahren umfassende Erfahrungen gesammelt, sowohl während des Aufarbeitungsbetriebes als auch während der Interventionsphasen, die ja für eine Versuchsanlage besonders charakteristisch sind.

Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH., Leopoldshafen

2. Radioaktivität in der WAK

In einer Wiederaufarbeitungsanlage treten - im Unterschied zu Kernkraftwerken - gealterte Spaltproduktgemische und Plutonium getrennt auf. Aktivierungsprodukte aus Strukturmaterialien findet man lediglich in den Anlageteilen, in denen Brennelementtransporte empfangen werden.

Die WAK wurde für die Aufarbeitung von Brennelementen mit 2o GWd/t und 3 % U-235-Anreicherung normiert. Für diesen Abbrand wurde eine Kühlzeit von 1oo Tagen für die Einlagerung und von 15o Tagen für die Aufarbeitung festgelegt. Bei entsprechender Wahl dieser Parameter können in der WAK auch Brennelemente bis 4o GWd/t aufgearbeitet werden. Heute rechnet man mit einem mittleren Abbrand bis zu 35 GWd/t. Die mit dem ORIGEN-Programm berechnete Spaltproduktaktivität bei diesem Abbrand beträgt bei einer Kühlzeit von 2oo Tagen ca. 3,8 MCi/t. Die Masse an Plutonium beträgt dabei 9,4 kg/t.

Bei Auflöserbetrieb werden bei diesen Aktivitätskonzentrationen täglich etwa o,6 MCi Spaltprodukte und 1,5 kg Plutonium in den Auflöser mit den Brennelementen eingebracht und in diesem in flüssige Form überführt. Die Konzentration an Spaltprodukten in der Speiselösung beträgt dann etwa o,7 kCi/l. In der Spaltproduktlösung ist die Konzentration etwa um einen Faktor 1o grösser. Die Konzentration im Pu-Endprodukt beträgt etwa 25o g Pu/l.

3. Sicherheitsorganisation und Strahlenschutzregeln

Die Verantwortung für die Sicherheit wird von der Unternehmensleitung der GWK in direkter Linie auf die Betriebsleiter delegiert, und zwar bis zu den Betriebsleitern vom Dienst, den Schichtleitern. Die Betriebsleiter sind demnach gemäss § 2o der 1. SSVO Strahlenschutzverantwortliche. Da in kerntechnischen Anlagen der Strahlenschutz sowohl hinsichtlich des Arbeitsschutzes als auch hinsichtlich des Umweltschutzes besondere Bedeutung hat, werden die Aufgaben für den Strahlenschutz durch von den eigentlichen Betriebsgruppen unabhängigen Strahlenschutzgruppen wahrgenommen. Diese gehören zur Abteilung Sicherheit und Strahlenschutz der GWK, die direkt der Geschäftsfüh-

rung untersteht.
Hinsichtlich der Arbeitssicherheit in einer kerntechnischen Anlage muss man von der Tatsache ausgehen, dass der Gesetzgeber und Verordnungsgeber Vorschriften für den Strahlenschutz nahezu unabhängig von existierenden Vorschriften für den Arbeitsschutz erlassen hat. Erst in letzter Zeit wurde mit dem Arbeitssicherheitsgesetz eine gewisse Brücke geschaffen. Bei der GWK wurde die Funktion der leitenden Fachkraft für Arbeitssicherheit gemäss § 8 (2) dem Leiter der Abteilung Sicherheit und Strahlenschutz übertragen.

Für den Strahlenschutz gibt es, im Unterschied zum konventionellen Arbeitsschutz, auch heute noch keine detaillierten, allgemeinen Richtlinien oder Vorschriften, ähnlich z.B. den Unfallverhütungsvorschriften. In der GWK wurden deshalb eigene Regeln ausgearbeitet und in Kraft gesetzt. Dazu gehören:

- Die Strahlenschutzregelung
  Diese ist eine von der Geschäftsführung herausgegebene, übergeordnete Regelung, die die allgemeinen Grundsätze für den Strahlenschutz in der WAK festlegt.
- Regelung für Strahlenschutzmassnahmen bei der Ein- und Ausfuhr von Material
  Ebenfalls eine von der Geschäftsführung herausgegebene allgemeine Regelung.

Alle für den Betrieb der Anlage herausgegebenen Betriebs- und Bedienungsanweisungen müssen die Vorschriften in den o.g. Regelungen enthalten bzw. berücksichtigen. Für Strahlenschutzbelange von Bedeutung sind die

- Strahlenschutzanweisungen
  In diesen werden die für die WAK spezifischen, detaillierten Regeln für das Verhalten von Personal und Besuchern bezüglich der Strahlenschutzmassnahmen festgelegt. Dazu gehören z.B. Einzelvorschriften für das Betreten und Verlassen von Kontroll- und Überwachungsbereichen, das Verhalten in diesen, und die Freigabe von Gegenständen, die aus dem Kontroll- oder Überwachungsbereich herausgebracht werden sollen.

In der o.g. Strahlenschutzregelung wird auch eine wichtige Massnahme zur Kontrolle von Personendosen festgelegt, nämlich welche Genehmigungen für die geplante Überschreitung einer bestimmten Dosis erforderlich sind. Folgende Stufen sind vorgesehen:

Überschreitet die Dosisleistung 2,5 mrem/h und wird erwartet, dass die Wochendosis 1oo mrem nicht überschreitet, ist die Zustimmung des zuständigen Strahlenschutzverantwortlichen nötig.

Wird erwartet, dass die Wochendosis von 1oo mrem überschritten wird, dann muss der Leiter des Strahlenschutzbetriebes I die Erhöhung der Wochendosis genehmigen. Er kann dies tun, wenn folgende Voraussetzungen erfüllt sind:
Die 13-Wochendosis darf höchstens 1 rem sein, die erwartete Wochendosis darf 25o mrem nicht überschreiten, die Jahresdosis muss unter 2,5 rem sein.
In allen anderen Fällen ist die Genehmigung der Geschäftsführung einzuholen.

Diese Prozedur erzwingt eine sorgfältige Planung, vor allem für Interventionen, und führte dazu, dass in der WAK die zulässigen Personendosen in keinem Fall voll ausgeschöpft wurden.

4. Massnahmen zur Kontrolle externer Bestrahlungen
Für die Messung und Registrierung von Ortsdosisleistungen wurden 31 ortsfeste Dosisleistungsmessgeräte installiert. Bei Überschreiten des eingestellten Grenzwertes wird örtlich und im zentralen Kontrollraum akustischer und optischer Alarm gegeben. Die Auswahl der Orte ist, wie bei Kernkraftwerken nicht anders, einer gewissen Willkür unterworfen gewesen. Es ist im Laufe eines längeren Betriebes nicht immer möglich, die Ortsdosisleistung an allen Stellen bei einem bestimmten Pegel konstant zu halten. Es ist daher notwendig, für die Festlegung der Grenzwerte eine gewisse Flexibilität sicherzustellen. Zur Zeit sind in der WAK bei 14 Ortsdosisleistungsmessgeräten die Grenzwerte unter 5 mR/h, bei 15 auf 1o mR/h, und bei zweien auf 16 bzw. 1oo mR/h eingestellt.

Von Strahlenschutztechnikern werden mit tragbaren Messgeräten in zugänglichen Räumen ebenfalls Ortsdosisleistungsmessungen

durchgeführt. Ortsdosisleistungen über 2,5 mR/h werden auf Hinweistafeln angezeigt.

Wenn Personen Räume betreten, in denen hohe oder stark veränderliche Dosisleistungen herrschen, tragen sie ein Dosiswarngerät mit sich, auf dem die Dosis, bei der gewarnt werden soll, eingestellt werden kann. Bei Ertönen des Warnsignals müssen sie den Bereich verlassen.

Die Bestimmung von Personendosen erfolgt mit Hilfe von 2 unabhängigen Dosimetern. Das eine ist ein amtliches Dosimeter und wird von der Landesanstalt für Umweltschutz in Karlsruhe monatlich ausgemessen; es ist ein Glasdosimeter. Das zweite ist ein direkt ablesbares Taschendosimeter, das täglich für alle Schichten abgelesen wird, ohne es neu aufzuladen. Die abgelesenen Werte werden in eine Wochenliste eingetragen. Am Ende der Woche werden die Anzeigen dieser Dosimeter wieder auf Null gestellt. Die Wochenwerte der Taschendosimeter werden in einen Kleincomputer (WANG 7oo) zusammen mit den zugehörigen Code-Nummern für die Personen eingespeichert. Der Rechner rechnet dann mit Hilfe eines Programms und der früher eingespeicherten Wochendosen die 13-Wochendosis-Reserve und die Jahresdosis-Reserve aus. Dieses sind die Differenzen zwischen der zulässigen 13-Wochendosis bzw. Jahresdosis und der erhaltenen Dosis während der 13 Wochen bzw. des Jahres. Die berechneten Werte werden auf einer Liste ausgedruckt, auf der die Personen nach Abteilungen gruppiert alphabetisch eingetragen sind. Wird die Wochendosis von 1oo mrem erreicht oder überschritten, so verständigt der Strahlenschutz den zuständigen Strahlenschutzverantwortlichen.

Die Dosisreserven auf der vom Computer ausgedruckten Liste dienen zur Einsatzplanung, vor allem bei Interventionen. Dabei muss gegebenenfalls das in Abschnitt 3 geschilderte administrative Verfahren für die Erhöhung einer Wochendosis über 1oo mrem durchgeführt werden.

Die Anzahl der Erhöhungen der Wochendosis über 1oo mrem ist in der Regel während Interventionsphasen grösser als bei Aufarbeitungsbetrieb. In Abb. 1 sind diese Zahlen für GWK- und Fremdpersonal pro Monat für die Jahre 1972 bis 1975 zusammen-

gestellt. In Abb. 2 sind für den gleichen Zeitraum mittlere und die maximale Monatsdosis für GWK-Personal zusammengestellt. Die Werte stammen von den amtlichen Dosimetern. Seit 1972 sind nur in Einzelfällen Monatsdosen von 1 rem erreicht worden.

Vor allem während Interventionszeiten ist die Dosisakkumulierung beim Montagepersonal, aber auch beim Betriebspersonal, besonders gross. Deswegen werden, wie oben dargestellt, die täglich erhaltenen Dosen registriert und die Wochensumme zur Berechnung der 13-Wochendosis verwendet, um einen Vergleich mit dem gesetzlich festgelegten Grenzwert zu ermöglichen. Seit Mai 1975 werden die gleitenden 13-Wochendosen statistisch ausgewertet, und zwar nach 8 Gruppen getrennt. Für die ausgewerteten 41 Wochen ergibt sich, dass der höchste Mittelwert bei 25o mrem und die höchste Einzeldosis bei 955 mrem lag. Für die 5 Betriebsgruppen lagen die Mittelwerte im Bereich zwischen etwa 1oo und 2oo mrem. Die Häufigkeitsverteilungen sind sehr unterschiedlich und offenbar von verschiedenen Parametern abhängig. Die Summe der Dosen, die von allen in der WAK beschäftigten Personen erhalten wurde, gibt den Hinweis für die Bedeutung der Dosisbelastung durch die Wiederaufarbeitung von bestrahlten Brennelementen (Abb. 3). Erhöht man den höchsten Wert von ca. 3oo manrem/a für eine grosse Wiederaufarbeitungsanlage auf 1ooo manrem/a, so ist der Beitrag zur genetisch signifikanten Dosisbelastung für die Gesamtbevölkerung vernachlässigbar klein.

5. Massnahmen zur Kontrolle von Personenkontaminationen

Zur kontinuierlichen Überwachung von Aktivitäten in der Raumluft werden kontinuierlich messende Monitore verwendet, die mit einem Volumenstrom von 2o m^3/h Luft durch ein feststehendes Filter saugen. Die auf dem Filter sich ansammelnde Alpha- und Beta-Aktivität wird mit Hilfe eines Methandurchflusszählers und einer Pseudokoinzidenz-Einrichtung ausgemessen.

In vielen Bereichen einer Wiederaufarbeitungsanlage ist jedoch die gleichzeitige kontinuierliche Messung von Alpha- und Beta-Aktivität in der Raumluft zur Warnung von Personen nicht erforderlich. Dies sind vor allem diejenigen Bereiche, in denen

Aktivität in der Luft nur durch das Austreten von Medien zustande kommt, in denen Beta-Aktivität ist. Andererseits ist in den Bereichen, in denen plutoniumhaltige Lösungen verarbeitet werden, die Ausmessung der Luft auf Alpha-Aktivität ausreichend.

Neben der kontinuierlichen Messung der Aktivität in der Raumluft werden auch Staubproben gesammelt. Dazu werden Staubprobensammler mit einem Luftvolumenstrom von 2o m^3/h für längeren Einsatz, und von 4o m^3/h für kürzeren Einsatz verwendet. Die Filter werden auf α- und β-Aktivität ausgemessen.

Aktivitätskonzentrationen in der Raumluft treten in der Regel nur bei Zwischenfällen auf. Als typische Beispiele seien hier zwei Räume genannt, nämlich eine Interventionszone, in der hauptsächlich bei Störungen an Mischabsetzern und bei Interventionen Aktivität in der Raumluft auftreten kann, und eine Bedienungszone, die Ventilgalerie, in der Raumluftaktivität durch Rückströmung in zu den Prozessbehältern führenden Leitungen auftreten können.

Die höchste Raumluftkontamination in der Interventionszone betrug in einem Einzelfall etwa das 8.5oo-fache des Anlage II-Wertes für Pu 239, und das 1.5oo-fache des Wertes für Sr 9o. Es dauerte rund 12 Stunden, bis die Aktivitätskonzentration auf den Nulleffekt zurückgegangen war. Bei umfangreichen Interventionen traten Raumluftkontaminationen bis zum etwa 27o-fachen des Anlage II-Wertes für Pu 239, und bis zum 12o-fachen des Anlage II-Wertes für Sr 9o auf. Beim Grossteil der etwa 6o Interventionen jedoch liegen diese Werte beim 1o- bis 5o-fachen bzw. beim 4- bis 8-fachen der Anlage II-Werte.

In der Ventilgalerie traten Raumluft-Kontaminationen in wesentlich geringerem Unfang auf. In 15 Fällen lagen die meisten zwischen dem 4- und 8-fachen des Anlage II-Wertes für Pu 239. In 3 Fällen lagen die Konzentrationen beim 12-, 2o- und 23-fachen.

Es sei darauf hingewiesen, dass repräsentative Proben vor allem in grossen Räumen, wie es die hier genannten sind, schwierig zu erhalten sind. Die gemessenen Raumluftkontaminationen zeigen lediglich die Möglichkeit einer Inkorporation

auf. In keinem der Fälle wurde eine solche registriert.

Trotz des Umganges mit offenen radioaktiven Stoffen grosser Aktivitätskonzentration, bei denen bereits kleine Mengen zu verhältnismässig hoher Raumluftkontamination führen können, lagen die Inkorporationen bei der WAK unterhalb der zulässigen Werte. In den meisten Fällen lag die Ursache darin, dass die Möglichkeit einer Luftkontamination nicht erkannt wurde. In Einzelfällen nur fand eine Inkorporation durch Wunden statt. Einige typische Fälle sind in Tab. 1 zusammengestellt.

Ein Hinweis für eine mögliche Inkorporation durch Inhalation ist Kontamination im Gesichtsbereich. Wird eine solche festgestellt, wird der Betroffene zur Medizinischen Abteilung der GfK gebracht, wo als erstes Nasenabstriche auf Aktivität ausgemessen werden. Aufgrund von Erfahrungen wird entschieden, ob weitere Untersuchungen auf inkorporierte Aktivität erforderlich sind.
Höhere Kontaminationen von Körperteilen mit einigen tausend Imp/min. - in einem Fall sogar 6o.ooo Imp/min. α- bzw. β-Aktivitäten traten z.B. im Jahr 1975 nur 14 auf. Die Dekontamination ist in der Regel leicht möglich.

6. Strahlenschutzmassnahmen bei Interventionen

Strahlenschutzmassnahmen werden bei der Planung von Interventionen von Anfang an mit berücksichtigt. Als ein wichtiger Aspekt bei der Planung hat sich herausgestellt, dass für eine vorgesehene Änderung Eingriffe an mehreren Orten notwendig sind. Das führt oft zu einer sprunghaften Zunahme der Interventionen, für die dann nicht ausreichend Strahlenschutzpersonal zur Verfügung steht. So kommt es dann gelegentlich vor, dass die eine oder andere Intervention nicht sofort durchgeführt werden kann. Der organisatorische Ablauf von Interventionen ist seit langem festgelegt (/1/) und hat sich grundsätzlich bewährt. Auch die in /1/ beschriebenen Schutzausrüstungen sind im wesentlichen gleich geblieben. Das Ausmass der Schutzausrüstungen, die in den festen kontaminierten Abfall gegeben werden, ist jedoch beträchtlich. So wurden z.B. in den Jahren 1974 und 1975 ca. 4oo bzw. ca. 2oo Masken und ca. 6.3oo bzw. ca. 5ooo Schutzanzüge als kontaminierter Festabfall beseitigt.

Ob eine Verminderung der Kosten durch z.B. den Einsatz von billigeren, wegwerfbaren Schutzanzügen ohne die Schutzwirkung zu verringern möglich ist, wird z.Zt. untersucht.

Literatur:

/1/ Herre, F.: Tagungsbericht der 6. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz 1972

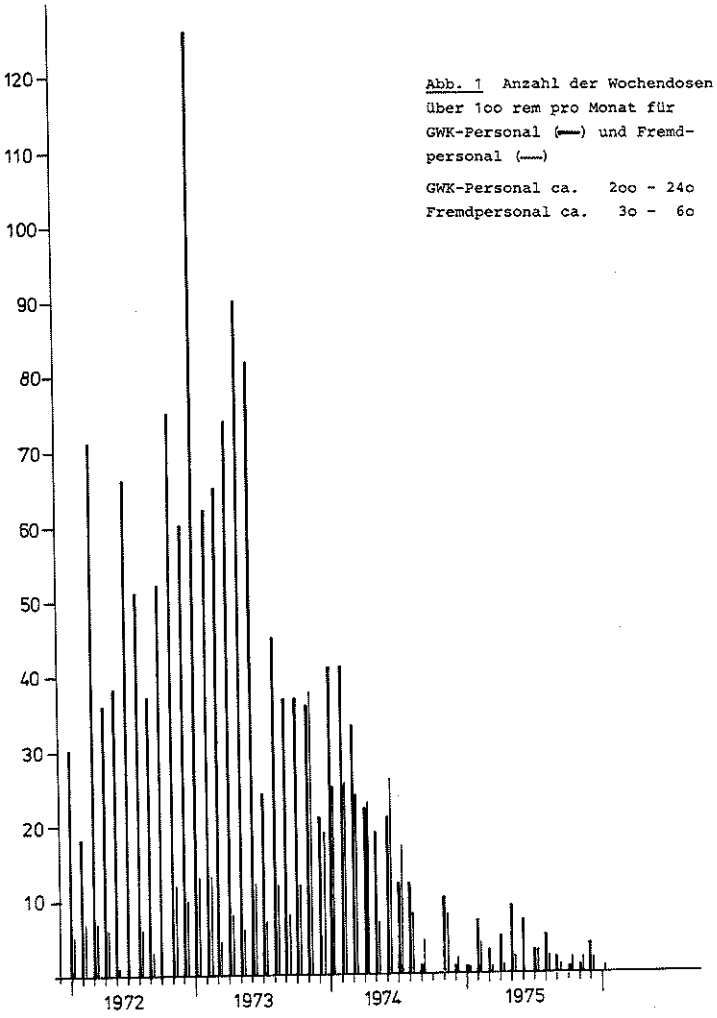


Abb. 1 Anzahl der Wochendosen über 1oo rem pro Monat für GWK-Personal (——) und Fremdpersonal (------)

GWK-Personal ca. 2oo - 24o
Fremdpersonal ca. 3o - 6o

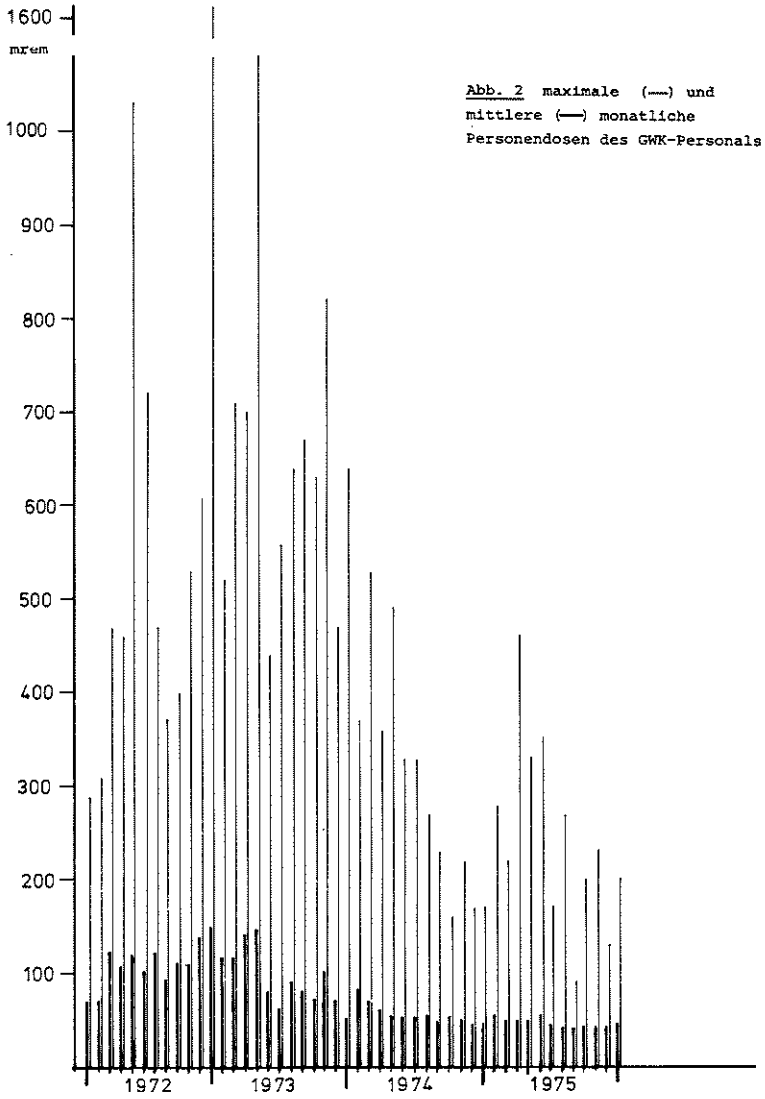


Abb. 2 maximale (------) und mittlere (——) monatliche Personendosen des GWK-Personals

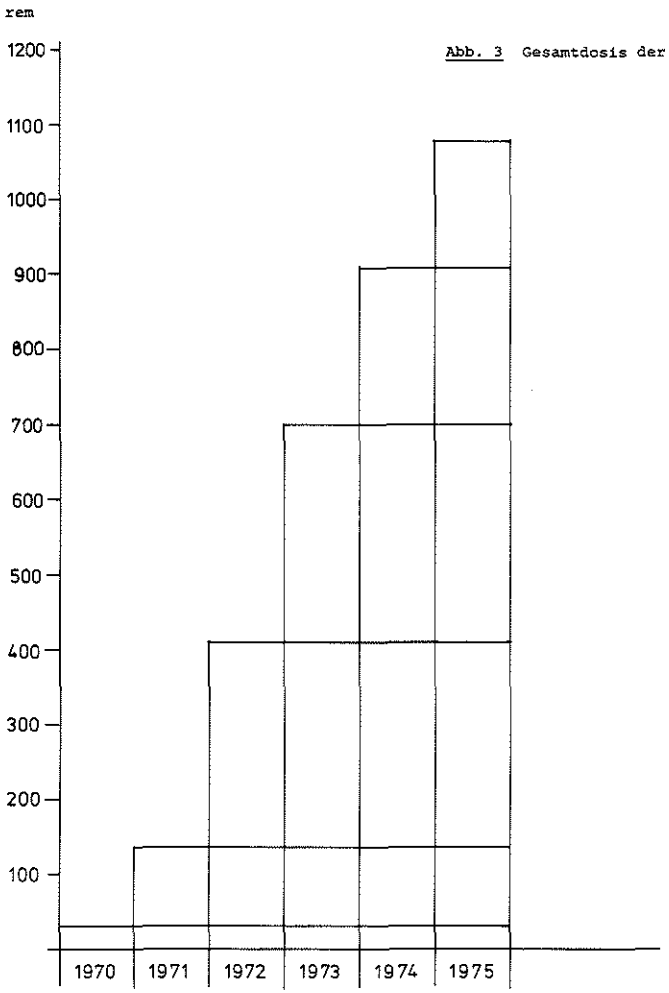


Abb. 3 Gesamtdosis der WAK

Tabelle 1 Pu-Inkorporationen in der WAK

Tätigkeit	Inkorporation durch	Analysenergebnisse		
Reparatur einer Pumpe	Inhalation	Stuhl	11,5	nCi
Aufräumarbeiten	Inhalation	Stuhl	22,8	nCi
Aufräumarbeiten	Inhalation	Stuhl	2,9	nCi
Montagearbeiten in der Pu-Abfüllzelle	Inhalation	Stuhl	89	pCi
Arbeiten in Spektrometrielabor	Inhalation	Stuhl	65o	pCi
Arbeiten in der Pu-Abfüllzelle	Stichverletzung am Finger	Urin Blut	3,173 145	nCi pCi
Umpacken von Abfall aus einem Fass in ein anderes	Inhalation	1.Stuhl 2.Stuhl	3,15 8,8	nCi nCi
Dekontaminationsarbeiten	Inhalation	Stuhl	116	pCi

Laser, M. und Merz, E.

BEGRENZUNG RADIOAKTIVER ABLEITUNGEN AUS WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGEN

Summary: Gaseous effluents from reprocessing plants for spent nuclear fuels will contribute appreciably to the man-made radioactivity in the environment. According to the principle to keep the radiation exposure of the population as low as possible technical means for the limitation of these effluents must be taken into consideration. Processes and equipments for the retention of the most important components H-3, Kr-85, I-129, I-131, and α-aerosols, which are under development, are discussed.

Im Entwurf der neuen Strahlenschutzverordnung ist erstmalig das sogenannte 30 mrem-Konzept verankert, wonach die durch radioaktive Ableitungen aus kerntechnischen Anlagen verursachte Strahlenexposition des Ganzkörpers, des Knochenmarks und der Gonaden außerhalb der Anlage 30 mrem/a nicht überschreiten darf. Für die Exposition der Haut liegt die Grenze bei 180 mrem/a, für die Schilddrüse bei 90 mrem/a. Dabei ist zu berücksichtigen, daß die Strahlenexposition des Ganzkörpers bei der Berechnung der Exposition der Organe in Rechnung gestellt werden muß. Darüber hinaus können nach dem Entwurf der neuen Strahlenschutzverordnung die Ableitungen weiter eingeschränkt werden, damit die Strahlenexposition des Menschen so gering wie möglich gehalten wird.

Bei der Festlegung der Begrenzung radioaktiver Ableitungen aus kerntechnischen Anlagen hat man also zunächst nach den technischen Möglichkeiten zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe zu fragen. Diese Möglichkeiten werden in den meisten Fällen tatsächlich der begrenzende Faktor sein. Es ist aber nicht auszuschließen, daß durch den Einsatz technischer Mittel zwar die Strahlenexposition der Bevölkerung geringfügig verringert, die Strahlenexposition des Personals aber erheblich erhöht wird. Hier wird also der Grundsatz "so niedrig wie möglich" von der anderen Seite her begrenzt.

Institut für Chemische Technologie, Kernforschungsanlage Jülich GmbH

So klar die Formulierungen der Verordnung auch zunächst scheinen mögen, die Diskussion entzündet sich in der Regel an der Frage nach dem Stand der Technik. Er ist deutlich vom Stand der Forschung und Entwicklung zu unterscheiden. Technisch einsatzfähig gelten im allgemeinen Anlagen und Einrichtungen, die sich über längere Zeit unter robusten Betriebsbedingungen bewährt haben; denn nur sie können die angestrebte Betriebssicherheit und gegebenenfalls die erforderliche Sicherheit der Umwelt garantieren. Neu entwickelte Anlagen oder Verfahren sollte man dementsprechend nur dann einbauen, wenn ein Ausfall nicht zu erheblichen Beeinträchtigungen des Betriebs führt oder ein Risiko für die Umwelt darstellt.

In der Reaktortechnologie haben sich die diversen Rückhalteeinrichtungen inzwischen über viele Reaktorbetriebsjahre als zuverlässig bewährt. Dies gilt ebenso auch für die meisten Rückhalteeinrichtungen des übrigen Brennstoffkreislaufs. Eine Ausnahme bilden aber einige spezielle Einheiten, wie z. B. Rückhalteeinrichtungen für Krypton und Tritium für Wiederaufarbeitungsanlagen.

Bisher bestand keine Veranlassung zur Entwicklung geeigneter Einrichtungen zur Rückhaltung von Krypton und Tritium, weil die Ableitung dieser Isotopen aus Wiederaufarbeitungsanlagen noch zu keiner bedenklichen Strahlenexposition der Bevölkerung führt. Um das Jahr 2000 herum wird bei vollständiger Ableitung des Kr-85 und des Tritiums in die Atmosphäre die Strahlenexposition des Ganzkörpers durch die genannten Isotope in der Bundesrepublik im Mittel auf etwa 0,3 mrem/a bei Maximalwerten in unmittelbarer Nähe der Anlage von ca. 10 mrem/a ansteigen (1). Auch das sind keine besorgniserregenden Strahlenexpositionen. Trotzdem hat in den letzten Jahren besonders in der Bundesrepublik und den USA der Wunsch, diese Expositionen zu reduzieren, an Boden gewonnen. Um jedoch dieses Ziel erreichen zu können, müssen neue Technologien entwickelt werden. Sie können naturgemäß heute noch nicht Stand der Technik sein.

Eine ähnliche Situation finden wir beim I-129 vor. In der Vergangenheit war dieses Isotop wegen der geringen Aktivität nicht berücksichtigt worden. Die Jodrückhalteeinrichtungen

waren vielmehr nur auf die Rückhaltung von kurzlebigem Jod, bei Wiederaufarbeitungsanlagen von I-131, ausgelegt. Nach relativ kurzer Zeit war dann das Jod zerfallen. Das extrem langlebige I-129 muß dagegen in eine endlagerfähige Form überführt werden. Aus diesem Grund müssen auch hier neue Filter entwickelt werden.

Außer den gasförmigen Komponenten müssen auch die mit der Fortluft ausgetragenen Aerosole berücksichtigt werden. Die Filtertechnik hat jedoch heute einen so hohen Stand erreicht, daß selbst hohe Ansprüche erfüllt werden können.

Ableitungen in den Vorfluter stellen, wenn man vom Tritium absieht, kein Problem dar, das in diesem Zusammenhang zu berücksichtigen wäre, da genügend erprobte Technologien zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe zur Verfügung stehen.

Angesichts dieser Situation stellen sich die Fragen:

"Welche technischen Mittel kommen für eine Reduzierung der radioaktiven Ableitungen aus Wiederaufarbeitungsanlagen in Frage, welche Abtrennfaktoren sind zu erwarten, und wann können diese Verfahren einsatzbereit sein?"

In einer großen Wiederaufarbeitungsanlage, die etwa 50.000 MWe installierter Leistung entsorgen kann, werden jährlich etwa 1 MCi Tritium, 15 MCi Kr-85 und 60 Ci I-129 frei. In den pro Jahr verarbeiteten Brennstofflösungen sind bis zu $7 \cdot 10^9$ Ci β-γ-aktive Spaltprodukte und $2 \cdot 10^8$ Ci α-aktive Aktiniden enthalten.

In der Vergangenheit wurden Tritium und Krypton praktisch quantitativ aus den Wiederaufarbeitungsanlagen abgeleitet. Für Jod wird allgemein eine Freisetzungsrate von 0,01, für Aerosole von 10^{-8} bis 10^{-9} angegeben. Die durch diese Ableitungen verursachten Strahlenexpositionen sind in Tabelle 1 zusammengestellt. Die Daten zeigen, daß eine große Wiederaufarbeitungsanlage mit den genannten Ableitungen genehmigungsfähig sein müßte. Allerdings bleibt beim Jod kaum mehr Spielraum, insbesondere wenn bei kürzer gekühlten Brennelementen auch das Jod-131 berücksichtigt werden muß.

Trotzdem wird eine deutsche Wiederaufarbeitungsanlage voraussichtlich stärkere Begrenzungen der Ableitungen hinnehmen müssen. So hat die deutsche Strahlenschutzkommission bereits empfohlen, die Ableitung von ^{85}Kr auf maximal 1 MCi/a zu beschränken (2).

Tab. 1: Strahlenexposition durch Ableitungen aus Wiederaufarbeitungsanlagen nach der früher geübten Praxis

	^{3}H [Ci/a]	^{85}Kr [Ci/a]	^{129}I [Ci/a]	α-Aerosole [Ci/a]
Durchsatz	$1 \cdot 10^{6}$	$15 \cdot 10^{6}$	60	$2 \cdot 10^{8}$
Freisetzungsrate	1	1	0,01	$1 \cdot 10^{-9}$
Strahlenexposition [mrem]				
Ganzkörper	4	3		
Knochen				1
Lunge				0,8
Haut		55		
Schilddrüse			60	

Abbrand 30.000 MWd/t Kühlzeit 200 Tage

Durchsatz 1.500 jato Ausbreitungsfaktor $5 \cdot 10^{-8}$ s/m^{3}

Bei der Auflösung der verbrauchten Brennelemente bleibt ein Teil des Tritiums in den Brennelementhülsen gelöst. Sie müssen daher so gelagert werden, daß der Austausch mit der Umwelt möglichst gering gehalten wird. Das übrige Tritium gelangt durch Gas-Flüssigkeitsaustausch als tritiertes Wasser in die Brennstofflösung. Nach der bisherigen Praxis wird es im Verlauf der zahlreichen Prozeßschritte verdünnt und teils in den Vorfluter, teils nach Verdunsten oder Verdampfen über den Schornstein in die Atmosphäre abgeleitet. Der Rest schließlich ist in den Spaltproduktlösungen enthalten.

Will man das tritierte Wasser zurückhalten, muß man im ersten Extraktionszyklus alle anfallenden Kondensate konsequent rezyklieren, so daß das Tritium fast ausschließlich in die Spaltproduktlösung gelangt (3). Die Tritiumkonzentration liegt dann in der Größenordnung von 1 Ci/l. Da die Tanklager für die Spaltproduktlösungen wegen der radiolytischen Bildung von Wasserstoff ständig belüftet werden, wird langfristig ein gewisser Anteil des Wassers und damit auch des Tritiums verdunstet und in die Atmosphäre abgeleitet. Eine Reduktion dieser Emission ist denkbar durch Einsatz eines Spülkreislaufs mit Wasserstoff-Rekombinator oder durch Entzug von tritiertem Wasser aus den Kondensaten vor der Rezyklierung beispielsweise durch fraktionierte Destillation. Die Wasserstoff-Rekombination ist von der Reaktortechnik, die fraktionierte Destillation von tritiertem Wasser aus der Schwerwasserreinigung her bekannt. Die Übertragung dieser Technologien auf die Tritiumrückhaltung bei der Wiederaufarbeitung bedarf allerdings noch erheblicher Entwicklungsarbeiten.

Es zeichnen sich also Lösungen des Problems mit relativ konventionellen Mitteln ab. Sie können eine 80 %ige Rückhaltung ermöglichen. Von einer technischen Erprobung kann jedoch noch nicht gesprochen werden.

Die Spaltedelgase werden beim Zerschneiden der Brennelemente und bei dem anschließenden Auflösen des Brennstoffs frei und gelangen in die Auflöserabluft. Nach sorgfältiger Vorreinigung der Abgase können dann Krypton und Xenon durch Tieftemperaturverfahren abgetrennt werden. Diese Verfahren sind im Prinzip von der Luftverflüssigung her bekannt. Die Anwendung auf die Abgasdekontamination bringt jedoch eine ganze Reihe neuer Probleme mit sich. Daher hat gerade in den letzten Jahren eine intensive Entwicklungsarbeit auf diesem Gebiet eingesetzt. Die ersten deutschen Tieftemperatur-Versuchsanlagen befinden sich in Jülich im Betrieb (4), weitere sind in Karlsruhe geplant. Auch in Frankreich und Belgien werden Versuchsanlagen installiert. Die Tieftemperatur-Destillationsverfahren bringen hohe Dekontaminationsfaktoren und hohe Anreicherungen. Das Problem aber ist eine optimale Erfassung der Edelgase, die

bei chargenweisem Auflösen der Brennelemente hauptsächlich während der ersten beiden Stunden frei werden. Es ist daher sowohl aus technischen wie aus ökonomischen Gründen zweckmäßig, nur diese Hauptmenge zu erfassen.

Bei einem Anfall von ca. 15 Millionen Curie Kr-85 pro Jahr und einer maximalen Ableitung von 1 Million Curie wird eine Rückhaltung von mehr als 94 % des Kryptons notwendig. Das ist für ein nicht erprobtes Verfahren, über dessen Verfügbarkeit man nichts weiß, sicher eine sehr strenge Forderung. Es müssen daher alle Anstrengungen unternommen werden, die Entwicklung auf diesem Gebiet voranzutreiben.

Zur Rückhaltung von Jod wurden bisher in Wiederaufarbeitungsanlagen bevorzugt Wäscher eingesetzt. Sie haben allerdings den Nachteil, daß organisch gebundenes Jod kaum zurückgehalten wird. Zur Isolierung des langlebigen I-129 wären zusätzliche Prozeßschritte notwendig.

Um diese Nachteile zu vermeiden, sind silberimprägnierte Silicagel-Absorber entwickelt worden (5), die unempfindlich gegen Stickoxide oder andere "Gifte" sind. Sie werden seit etwa einem halben Jahr in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe erprobt. Sie erbrachten einen Rückhaltegrad von etwa 99,98 %. Es ist also zu erwarten, daß sie sich technisch bewährt haben, wenn eine große Wiederaufarbeitungsanlage in Betrieb geht.

Das eigentliche Problem ist aber auch hier das Erfassen aller Jodquellen. Man ist zwar bemüht, das Jod beim Auflösen quantitativ zu verflüchtigen und an den Jodfiltern zu absorbieren. Da es aber in der Chemie nie ein "vollständig" gibt, werden geringe Mengen durch den gesamten Prozeß geschleppt. Dort können sie durch Radiolyse in das Behälterabgas gelangen und an den Jodfiltern vorbei über den Schornstein abgeleitet werden. Da dies aber überwiegend organisch gebundenes Jod sein wird, das kaum über die Nahrungskette wirkt, sind die Expositionsberechnungen für diesen Anteil extrem pessimistisch.

Angesichts dieser Situation kann eine Rückhaltung von etwa 99,7 % des gesamten Jods für erreichbar angesehen werden. An einem günstigen Standort liegt man damit deutlich unter den vom Entwurf der Strahlenschutzverordnung gezogenen Grenzen.

In den aus Wiederaufarbeitungsanlagen abgeleiteten Aerosolen kommen alle nicht gasförmigen Spaltprodukte und Aktiniden vor. Die Radiotoxizität aber bestimmen die α-aktiven Aktiniden, vor allem Plutonium, Americium und Curium. Nach amerikanischen Rechenmodellen (6) ergeben sich für Aerosole Freisetzungsraten von größenordnungsmäßig 10^{-8}. Messungen aber haben gezeigt, daß bei der hohen Qualität der heutigen Aerosolfilter Werte zwischen 10^{-9} und 10^{-11} erreichbar sind (7). Allerdings werden bisweilen erheblich höhere Raten festgestellt. Ursachen für solche "Ausreißer" können defekte Filter oder schlechter Filtersitz sein. Solche Fehler lassen sich durch sog. In-Place-Tests weitgehend vermeiden. Sie sollten daher bei der Planung einer Wiederaufarbeitungsanlage unbedingt vorgesehen werden. Emissionsraten von 10^{-9} und darunter sollten dann technisch durchaus erreichbar sein.

Insgesamt wird auch nach einer Begrenzung der Ableitungen aus Wiederaufarbeitungsanlagen die Strahlenexposition der Bevölkerung durch diese Ableitungen bestimmt. Es wird daher immer wieder der Ruf nach weiterer Einschränkung der Ableitungen laut werden. Dem muß aber entgegengehalten werden, daß selbst eine langjährige und weltweite Nutzung der Kernenergie nicht zu besorgniserregenden Expositionen führt und daß man zumindest für die nähere Zukunft bei Einhaltung der skizzierten Begrenzungen an der Grenze des technisch Möglichen angekommen ist.

Für wertvolle Diskussionen sind wir zahlreichen Herren zu Dank verpflichtet, insbesondere den Herren Bachner (Köln), Bonka (Aachen), Gans (Berlin), Tscherner (Köln) und Wilhelm (Karlsruhe).

Literatur:

(1) Bonka, H. u. a.: Bericht Jül-1220 (1975)

(2) Bundesanzeiger Nr. 132 vom 23. 7. 1975

(3) Schnez, H.: Bericht Jül-1099-CT (1974)

(4) Bohnenstingl, J. u. a.: Symposium on the Management of Radioactive Waste, IAEA-SM-207/20 (1976)

(5) Wilhelm, J. G. und Schüttelkopf, H.: 12th Air Cleaning Conference, CONF-720823, p. 540 (1972)

(6) - : US Report ORNL-4451 (1970)

(7) Cochran, J. A. et al: US Report BRH/NERHL 70-3, PB 193 803 (1970)

(8) Laser, M. u. a.: Symposium on the Physical Behaviour of Radioactive Contamination in the Atmosphere, IAEA-SM-181/23 (1973)

Hauptthema 5

BEHANDLUNG UND BESEITIGUNG VON RADIOAKTIVEN ABFÄLLEN

König, L.A. und Neumann, W.+

ERFAHRUNGEN BEI DER STRAHLENSCHUTZÜBERWACHUNG DER ABTEILUNG DEKONTAMINATIONSBETRIEBE DES KERNFORSCHUNGSZENTRUMS KARLSRUHE

Zusammenfassung: Die Abteilung Dekontaminationsbetriebe (ADB) entsorgt das Kernforschungszentrum Karlsruhe (KFZK) und die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) von flüssigem und festem radioaktivem Abfall, wobei durch Einengung und Fixierung ein lagerfähiges Endprodukt hergestellt wird. Außerdem übernimmt sie von der Landessammelstelle Baden-Württemberg radioaktive Abfälle zur Verarbeitung. Die Anlagen der ADB befinden sich zur Zeit in einer Ertüchtigungsphase, um sie gestiegenen Anforderungen anzupassen. Der augenblickliche Zustand der Anlagen und die Ertüchtigungsarbeiten bei laufendem Betrieb machen besondere Strahlenschutzmaßnahmen erforderlich, über die im einzelnen berichtet wird.

1. Einleitung

In den Anlagen der Abteilung Dekontaminationsbetriebe (ADB) des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KFZK) werden feste und flüssige radioaktive Abfälle eingeengt und durch Fixierung in ein endlagerungsfähiges Produkt überführt. Außerdem werden kontaminierte Gegenstände zur Wiederverwendung dekontaminiert. Tab. 1 gibt eine grobe Übersicht über den Umfang der Strahlenschutzüberwachung in den einzelnen Anlagen der ADB und das hierfür verfügbare Personal.

Tab. 1 Durch die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit überwachte Kontrollbereichsfläche und Personenzahl der ADB

Anlage	Kontrollbereichsfläche in m²	Überwachte Personenzahl	Strahlenschutzpersonal
Abwasserdekontamination (LAW-Verdampfung, MAW-Verdampfung, Bituminierung)	3 678	30	8
Abfallverarbeitung (Verbrennung, Paketierung, Betonierung)	1 200	13	1
Oberflächendekontamination	3 600	19	3
Lager, Transport	6 196	12	1
Deko-Trupp	100	16	1
Fremdfirmen	-	138	

Durch den erhöhten Anfall leicht aktiver Abwassermengen (LAW) mit steigender spezifischer Aktivität, besonders aber durch die Übernahme mittelaktiver Abwässer (MAW) und organischer Abfallösung aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) wurde die für LAW-Betrieb ausgelegte Abwasserdekontaminationsanlage überfordert. Die Dosisleistung in der Anlage stieg durch den eingebrachten MAW und durch radioaktive Ablagerungen in Behältern, Rohrleitungen und Auffangwannen an. Verschiedene Anlagenkomponenten verursachten durch Leckagen ausgedehnte Kontaminationen. Der Anstieg der Luftkontamination als Folge der Bodenkontaminationen machte das Tragen von Atemschutzgeräten in der Anlage erforderlich. Auch der aus Tab. 2 ersichtliche Rückgang in der Menge der verarbeiteten MAW-Abfallösungen bei fallender spezifischer Aktivität in den Jahren 1973 bis 1975 brachte keinen durchgreifenden Rückgang der Jahresdosis des Betriebspersonals der Abwasserdekontaminationsanlagen. Reparatureinsätze an den Anlagenkomponenten und zusätzliche störfallbedingte Einsätze bestimmten die Dosis des Einsatzpersonals. Der beschriebene Trend wird auch deutlich, wenn man das Verhältnis der Dosis des Einsatzpersonals

+Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Kernforschungszentrum Karlsruhe

zur verarbeiteten Aktivität bildet. Diese Zahl steigt von 2 mrem/Ci im Jahr 1973 auf 24 mrem/Ci im Jahr 1975 (siehe Tab. 3) bei fallendem Aktivitätsdurchsatz.

Tab. 2 Verarbeitetes LAW und MAW in der Abwasserdekontamination der ADB (die Werte wurden den Jahresberichten der ADB entnommen)

		1970	1971	1972	1973	1974	1975
LAW	Menge [m^3]	8691	11076	12524	12164	9537	7410
	Gesamtaktivität [Ci]	18	94	140	193	153	30
	spezifische Aktivität [$\frac{Ci}{m^3}$]	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$8,5 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{-3}$
MAW	Menge [m^3]	117	243	386	293	335	275
	Gesamtaktivität [Ci]	637	1061	10755	34252	17145	2631
	spezifische Aktivität [$\frac{Ci}{m^3}$]	5,4	4,4	28	117	51	9,6
organischer MAW	Menge [m^3]	-	39	35	23	8	21
	Gesamtaktivität [Ci]	-	77	4265	7113	313	61
	spezifische Aktivität [$\frac{Ci}{m^3}$]	-	2	122	309	39	2,9

Tab. 3 Aufgewandte Dosis zur Verarbeitung von 1 Ci Abwasser in der Abwasserdekontamination der ADB

	1973	1974	1975
Verarbeitete Aktivität [Ci]	41 558	17 611	2 722
Gruppendosis [mrem]	82 690	59 223	65 570
Dosis pro verarbeiteter Aktivität [$\frac{mrem}{Ci}$]	2,0	3,4	24

Als Abhilfe aus dieser ungünstigen Situation wurde der Bau einer modernen MAW-Verdampferanlage beschlossen, die im Februar 1976 in Betrieb genommen wurde. Die LAW-Verdampferanlage wird zur Zeit durch Umbau und Ausrüstung mit modernen Anlagenteilen für den weiteren LAW-Betrieb ertüchtigt.

Auswirkungen der Ertüchtigungsarbeiten auf die anderen Betriebsbereiche der ADB sind unvermeidbar. Der verstärkte Anfall von zu dekontaminierenden Teilen belastet die Oberflächendekontaminationsanlagen. Zu wenige und ungenügend abgeschirmte Lagerplätze lassen die Ortsdosisleistung in den Anlagenräumen ansteigen. Auch im radioaktiven Abfallager mußte neuer abgeschirmter Lagerplatz geschaffen werden.

Die Aufgaben des Strahlenschutzes konzentrieren sich auf die Personendosisüberwachung des Betriebs und Einsatzpersonals, um die Strahlenbelastung möglichst niedrig zu halten und auf eine ausführliche Dokumentation der Meßwerte der routinemäßigen Anlagenüberwachung, um der Betriebsleitung Entscheidungskriterien für die Einsatzplanung bei den Ertüchtigungsarbeiten zu liefern und die Beurteilung über den Erfolg durchgeführter Ertüchtigungsmaßnahmen zu erleichtern.

2. Personenüberwachung

Die Personenüberwachung macht durch die hohen Ortsdosisleistungen an den Anlagen und durch die Häufigkeit der hier erforderlichen Einsätze besondere Überwachungsmaßnahmen erforderlich. Bei einer mittleren Dosisbelastung im Jahr 1975 von 1,3 bis 2,2 rem pro Mann (siehe Tab. 5) in den verschiedenen Gruppen muß durch eine möglichst gleichmäßige Verteilung der erforderlichen Dosis auf das gesamte Einsatz- und Betriebspersonal und durch gezielte Einsatzplanung eine Überschreitung der 13 Wochen-Dosis bei den einzelnen Personen vermieden werden.

Die Personenüberwachung stützt sich auf eine langfristige statistische Auswertung der Überwachungsergebnisse der Filmdosimetrie, um Entwicklungen aufzuzeigen und auf eine kurzfristige Überwachung mit Taschenionisationskammern (TIK) zur Einsatzplanung.

Die Aufstellung der Jahresdosen der Betriebs- und Fremdfirmenangehörigen (siehe Tab. 4) zeigt für 1973 bis 1974 eine Verlagerung einer Teiljahresdosis des Betriebspersonals auf Fremdfirmenpersonal. Während für die Jahre 1974 bis 1975 die Jahresdosis des Betriebspersonals fast gleich bei ca. 150 manrem liegt, kommt es bei dem Fremdfirmenpersonal in der gleichen Zeit durch verstärkte Arbeiten zur Anlagenertüchtigung zu einem Anstieg der Jahresdosen von 156 auf 221 manrem.

Tab. 4 Jahresdosen in manrem des Betriebs- und Fremdfirmenpersonals der ADB nach den Ergebnissen der Filmdosimetrie

Gruppe	1973	1974	1975
Betrieb	283	147	154
Fremdfirmen	81	156	221
Gesamt	364	303	375

Durch die Vielzahl von Betriebs- und Einsatzgruppen wird eine differenzierte statistische Auswertung der Meßergebnisse zur Personenüberwachung erforderlich, um gezielte Schutzmaßnahmen angeben zu können. Den sehr hohen mittleren Personendosen im Jahr 1973 von 4 rem/Mann in den verschiedenen Betriebsbereichen der ADB (siehe Tab. 5) wurden durch Personalaufstockungen in der Abwasserdekontamination und der Oberflächendekontamination im Jahr 1974 begegnet, in den Bereichen radioaktives Abfallager und Abfallverarbeitung wurde durch Abschirmmaßnahmen und Einstellung von Arbeiten mit hohen Dosisleistungen im Jahr 1975 Werte von 1,9 und 1,4 rem/Mann erreicht.

Tab. 5 Mittlere Personendosen für die Betriebsgruppen

Arbeitsgruppe	1973			1974			1975		
	Anzahl Überw. Personen	Film rem/Mann	TIK rem/Mann	Anzahl Überw. Personen	Film rem/Mann	TIK rem/Mann	Anzahl Überw. Personen	Film rem/Mann	TIK rem/Mann
Abwasser-dekontamination	18	4,6	Werte wurden nicht ermittelt	34	1,7	2,1	30	2,2	2,7
Abfall-verarbeitung	14	2,1		11	1,5	2,0	13	1,4	1,9
Oberflächen-dekontamination	14	4,5		18	1,6	-	19	1,4	1,9
Lager	11	4,9		12	1,9	-	12	1,9	2,4
Deko-Trupp	14	3,8		16	1,3	1,9	16	1,3	1,5

Der Vergleich der Dosiswerte aus Film- und TIK-Dosimetrie liefert für eine Arbeitsgruppe eines Betriebsbereiches charakteristische Verhältniszahlen (siehe Tab. 6). Während mit dem Film der γ-Dosiswert ermittelt wird, beinhaltet der TIK-Wert den γ-Dosiswert und einen Teil der harten β-Dosis. Der Verhältniswert Film/TIK ist somit ein Maß für den Anteil der harten β-Strahlung. Er wird umso kleiner, je größer der Anteil harter β-Strahlung ist.

Tab. 6 Verhältnis der Dosiswerte, ermittelt mit Filmen und Taschenionisationskammern (TIK)

	1974	1975
Arbeitsgruppe	Film/TIK	Film/TIK
Abwasserdekontamination	0,82	0,80
Abfallverarbeitung	0,75	0,75
Oberflächendekontamination	-	0,72
Lager	-	0,82
Deko-Trupp	0,66	0,81

Um extreme Entwicklungen in der Dosisbelastung des Einsatz- und Betriebspersonals frühzeitig zu erkennen, wird die aufsummierte Wochendosis für die einzelnen Gruppen graphisch aufgetragen (siehe Abb. 1). Durch die Extrapolationsmöglichkeit auf die 52. Woche des laufenden Überwachungsjahres kann eine erwartete Jahresdosis abgeschätzt werden. Vorausgesetzt wird hierbei eine gleichbleibende Entwicklung der Dosisbelastung zum Jahresende.

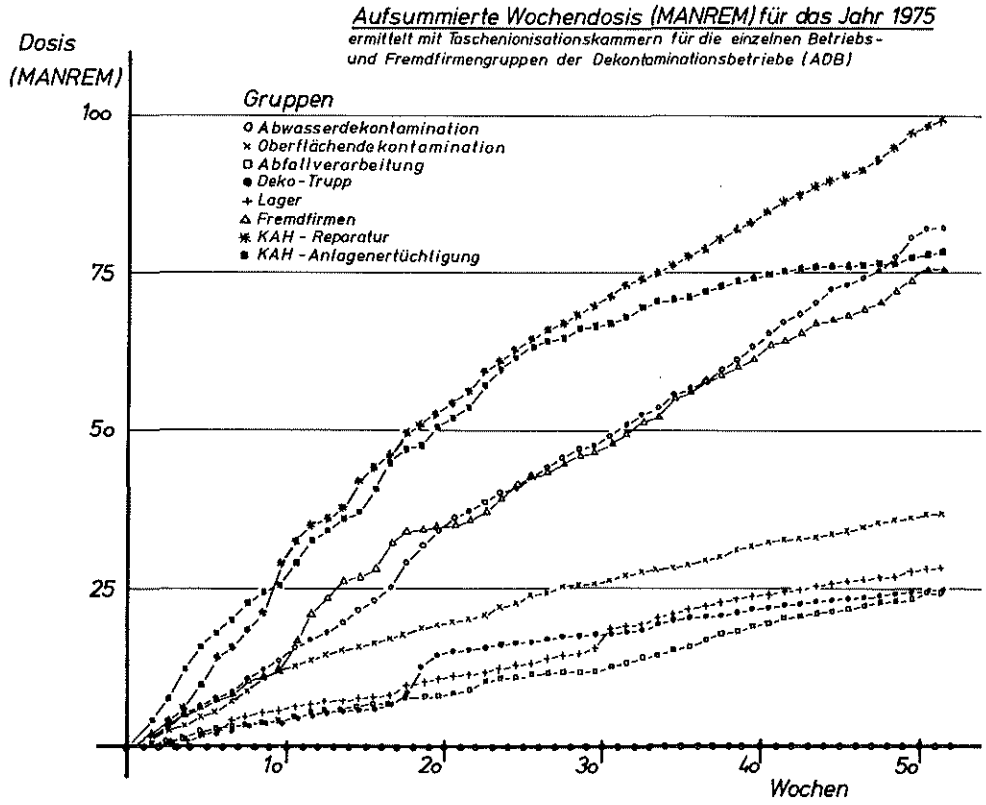


Abb. 1 Aufsummierte Wochendosis der einzelnen Gruppen für das Jahr 1975

Für die kurzfristige Einsatzplanung werden die täglichen Meßwerte der Personendosisüberwachung mit Hilfe von Taschenionisationskammern herangezogen. Aus den Tageswerten werden personenbezogene Wochendosen und die Dosis der zurückliegenden 13 Wochen ermittelt und in Listen eingetragen. Zu Beginn einer Woche werden die Listen der vergangenen Woche den Betriebsleitern oder Vorarbeitern übergeben, so daß die Dosiswerte des einzelnen Mitarbeiters bei der Arbeitsverteilung berücksichtigt werden können. Über den jeweiligen Einsatz eines Mannes entscheiden außerdem Ortsdosisleistungsmessungen, die unmittelbar vor Arbeitsaufnahme vom Strahlenschutz ausgeführt werden. Aus diesen Ortsdosisleistungen werden Zeiten ermittelt, die eine maximale Dosisbelastung pro Einsatz $\leq$ 200 mrem erwarten lassen. Die Einsatzzeiten und zusätzliche Strahlenschutzauflagen werden in sogenannten Arbeitsanweisungen schriftlich festgehalten. Das Einsatzpersonal darf die Personenschleuse zur Arbeitsaufnahme nur passieren, wenn es im Besitz einer vollständig ausgefüllten Arbeitsanweisung ist. Durch diese Maßnahme konnte die Zahl der Zwischenfälle infolge übereilter Arbeitsaufnahme reduziert werden. Unbeabsichtigt hohe Bestrahlungen des Personals sind in letzter Zeit nicht mehr vorgekommen.

Neben der Bereitstellung der Dosiswerte der TIK-Überwachung zur Einsatzplanung werden die in den einzelnen Gruppen empfangenen Wochendosen graphisch aufgetragen (siehe Abb. 2). Zwischenfälle oder Montagen an Arbeitsplätzen mit hoher Dosisleistung werden durch Spitzenwerte in diesen Kurven ausgewiesen. Langfristige Entwicklungen in der Dosisbelastung werden durch ständig steigende oder fallende Tendenzen im Kurvenverlauf erkannt. Eine Analyse über Dosisbelastungen bei bestimmten Arbeiten oder Zwischenfällen wird durch Vergleich der Wochendosiskurven mit den Betriebstagebüchern nachträglich möglich. Nicht zu unterschätzen ist die erzieherische Wirkung der Wochendosiskurven auf die Gruppenleiter.

Alle Personen, die in den Anlagen der ADB tätig werden, tragen zusätzlich zu den vorgeschriebenen Personendosimetern ein Phosphatglasdosimeter und zwei Thermolumineszenzdosimeter (TLD), eines ohne Abdeckung und eines mit einer Massenbelegung von 500 mg/cm², am Rumpf. Bei Arbeiten in besonders inhomogenen Ortsdosisleistungsfeldern und bei Gefahr erhöhter β-Dosen werden weitere TLD an den Extremitäten getragen. Es kommen an den Händen Fingerringdosimeter, an Kopf und Füßen mit Leukoplast aufgeklebte TLD, zur Anwendung. In allen Fällen lag bei der Auswertung der Meßergebnisse das γ/β-Verhältnis bei ca. 1/3. In den Anlagen der ADB ist bei der üblichen Arbeit die Neutronenstrahlung gegenüber der γ-Strahlung zu vernachlässigen. Selbst bei Umpackarbeiten von Pu-Fässern lagen die Neutronenfluenzen unterhalb der Nachweisgrenze von $5 \cdot 10^5$ n_s/cm^2.

In den Anlagenräumen der Abwasserdekontamination kommt es durch Reparaturarbeiten und Störungen an Anlagenteilen zu dauernden und in den Abfallverarbeitungsanlagen zu zeitweisen Luftkontaminationen, die ein Tragen von Atemschutzgeräten erforderlich machen. Dekontaminationsarbeiten in der Oberflächendekontamination werden zum Teil unter Vollschutzanzügen durchgeführt. Wegen der damit verbundenen Möglichkeit einer Inkorporation wird das Betriebs- und Fremdfirmenpersonal routinemäßigen Body Counter-Messungen in einem zeitlichen Abstand von 3 Monaten unterzogen. Einstellungs- und Abschlußuntersuchungen ergänzen diese Messungen. In Tab. 7 ist die Anzahl der Messungen mit und ohne Befund aufgeführt, wobei zusätzlich die Anzahl der Inkorporationen in Prozent der body burden aufgeschlüsselt wurde. Die Angabe in Prozent der body burden bezieht sich dabei auf das jeweils ungünstigste Nuklid.

Tab. 7 Inkorporationsüberwachung im Body Counter (Anzahl der überwachten Personen und Inkorporationen des Jahres 1975)

Gruppe	Gesamtanzahl der Messungen	Anzahl ohne Befund	Anzahl der Inkorporationen in % der body burden		
			<0,1	0,1 - 1	1 - 10
Betrieb	146	80	66	0	0
Fremdfirmen	351	238	96	16	1

Inkorporationen bei Fremdfirmenpersonal wurden vorwiegend bei Einstellungsuntersuchungen festgestellt, d.h. die Inkorporationen erfolgten in anderen kerntechnischen Betrieben.

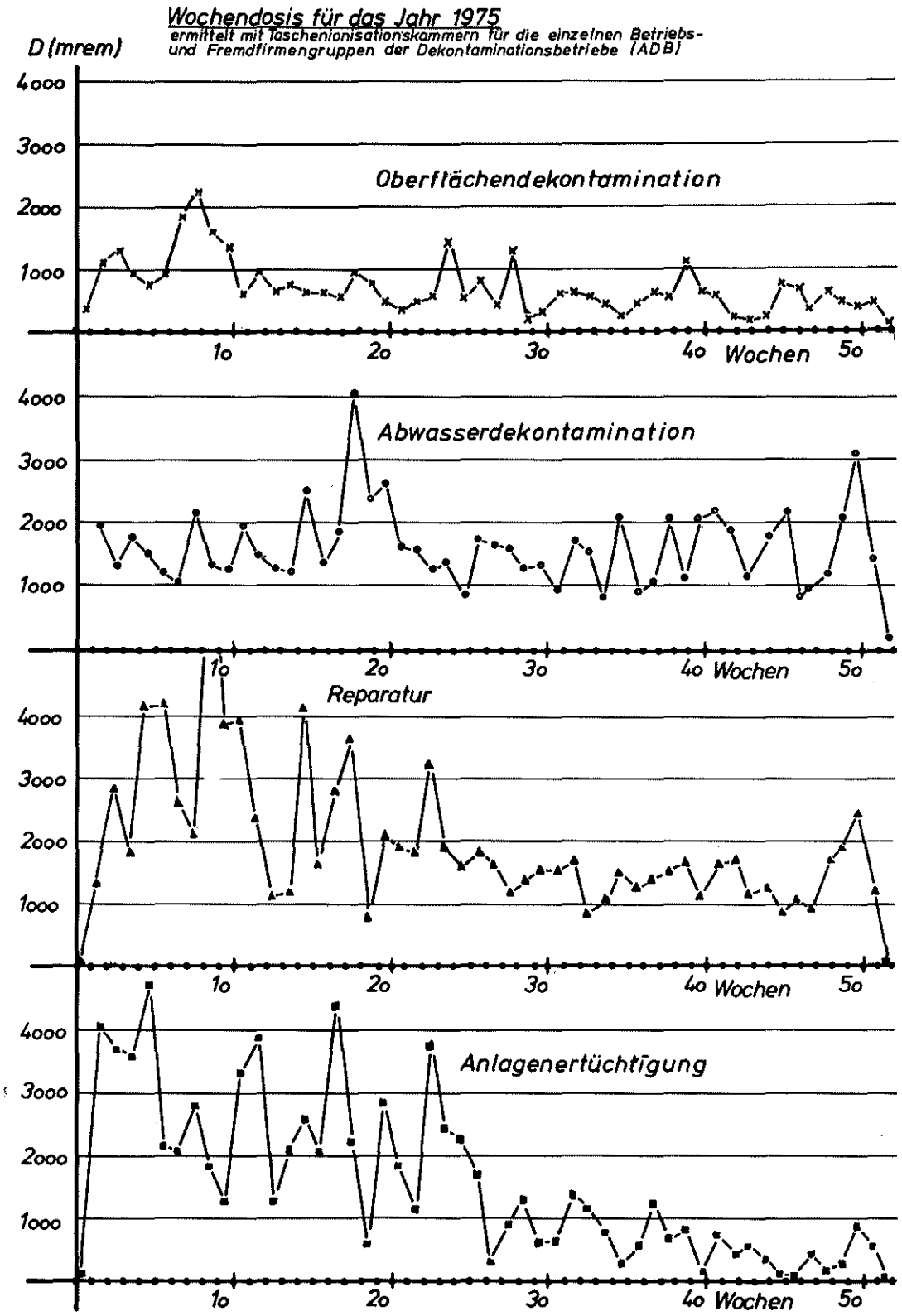


Abb. 2 Wochendosis für das Jahr 1975, ermittelt für die einzelnen Gruppen

Die Messungen im Body Counter werden durch routinemäßig durchgeführte Ausscheidungsanalysen ergänzt, um Inkorporationen von ^{3}H, ^{14}C und Pu feststellen zu können.

3. Anlagenüberwachung

Für eine Anlage, die sich in einer Umbauphase befindet, ist die Dokumentation des Zustandes der Anlage aus der Sicht des Strahlenschutzes von besonderer Bedeutung, um Erfolg oder Nichterfolg der getroffenen Ertüchtigungsmaßnahmen zu erkennen. Meßergebnisse der Routineüberwachungsprogramme für Boden- und Luftkontaminationen und der Dosisleistungsmessungen in der Umgebung der Anlage werden in Diagrammen aufgetragen und in Jahresberichten veröffentlicht.

Ein Ziel der Ertüchtigungsarbeiten in den Anlagen der ADB ist, die Bodenkontaminationen so weit als möglich herabzusetzen. Für die Kontrollbereiche werden obere Grenzwerte von $\leq 10^{-4}$ µCi/cm² für β-Kontaminationen und $\leq 10^{-5}$ µCi/cm² für α-Kontaminationen angestrebt. Um einen Überblick über den augenblicklichen Zustand der Anlagen zu erhalten, werden für verschiedene Räume und Anlagen Mittelwerte der Routinewischtests eines Jahres in Diagrammen aufgetragen. Man erhält so für die verschiedenen Räume Kontaminationsbänder, welche durch ihre Lage im Vergleich mit den vorgegebenen Grenzkurven den Anlagenzustand und eine eventuell vorhandene Entwicklung des Kontaminationsgrades erkennen lassen. In Abb. 3 ist eine typische Jahreskurve für eine Anlage der ADB wiedergegeben.

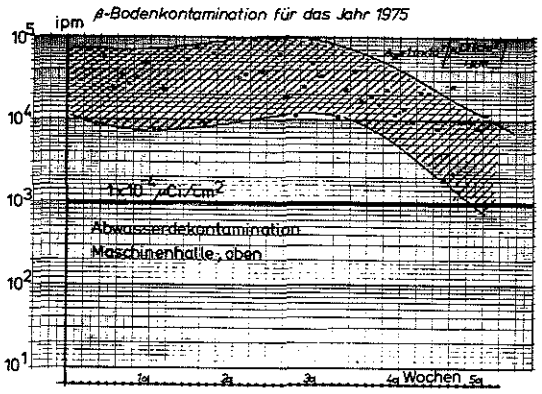
Als weiteres Ziel der Ertüchtigungsarbeiten sollen in allen Anlagen der ADB die Luftkontaminationen so geringgehalten werden, daß ein Arbeiten ohne Atemschutz möglich wird. Als Grenzwerte für das Tragen von Atemschutz wurde eine maximale Raumluftkontamination von $A_\beta = 3 \cdot 10^{-10}$ Ci/m³ und $A_\alpha = 2 \cdot 10^{-12}$ Ci/m³ vorgegeben. Mit diesen Werten wurde der 1. SSVO, § 31, über höchstzulässige Konzentrationen radioaktiver Stoffe für Luft in Kontrollbereichen Rechnung getragen, die das Dreifache der in Anlage II der 1. SSVO genannten Konzentrationen bei einem 40-stündigen Aufenthalt innerhalb von 7 Tagen im Kontrollbereich zuläßt. Als kritische Nuklide wurden ^{90}Sr und ^{239}Pu angenommen. In Abb. 4 sind Routinemessungen mit Luftstaubsammlern für einen Anlagenraum der ADB aufgetragen.

Die Auswertung der Meßergebnisse der Boden- und Raumluftüberwachungsprogramme in der beschriebenen Form erlaubt eine schnelle Beurteilung der Verhältnisse in den Anlagen aus der Sicht des Strahlenschutzes. Darüberhinaus können langfristige Entwicklungen erkannt werden.

Um Aussagen über die Strahlenbelastung auf die unmittelbare Umgebung der Anlagen machen zu können, werden in vorgegebenen Zeitabständen an ca. 100 vorgegebenen Stellen einer festen Route Dosisleistungsmessungen durchgeführt. Die Meßwerte werden in Geländepläne übertragen und durch lineare Interpolation in Isodosisleistungskurven umgearbeitet. Mit diesen Messungen können Schwachstellen in der Abschirmung und ungünstig eingelagerte Strahlenquellen erkannt werden. In Abb. 5 zeichnen sich das radioaktive Abfallager (Gebäude Nr. 531 - 535 und B 562), die Oberflächendekontamination (Gebäude 548) und die Rohrbrücken zur Übergabe radioaktiver Abwässer als Hauptstrahlenquellen ab. Durch Wiederholung der Messungen in gleichen Zeitabständen werden langfristige Entwicklungen und das Ergebnis empfohlener Strahlenschutzmaßnahmen zur Verminderung der Dosisbelastung außerhalb der Anlagen bekannt.

4. Freigabemessungen

Große Probleme entstehen bei der Kontrollbereichs-Freigabe kontaminierter Gegenstände oder Abfallfässer. Gewissenhafte Freigaben verursachen einen hohen Zeitaufwand und erhebliche Personendosen des messenden Strahlenschutzpersonals. Für Abfallfässer wurde deshalb eine automatische Faßmeßeinrichtung zur Messung der Dosisleistung an der Faßoberfläche und in 1 m Abstand entworfen. Während für einfache Gegenstände wie Fässer eine solche Automatik möglich ist, bleibt für kompliziert geformte Gegenstände nur die manuelle Messung. Eine Messung der α-Aktivität ist wegen der geringen Reichweite der Strahlung nur an leicht zugänglichen Stellen möglich. Vor Beginn einer Gerätedekontamination muß deshalb sehr sorgfältig abgeschätzt werden, ob eine Freigabe aus meßtechnischen Gründen überhaupt möglich ist und ob der zum Teil erhebliche Aufwand für das Dekontaminieren und Messen gerechtfertigt ist. In diese Überlegung muß allerdings mit einbezogen werden, daß Konditionierung und Lagerung radioaktiven Abfalles viel Geld kostet.



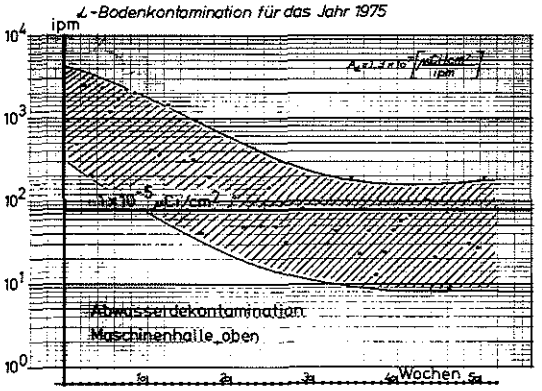
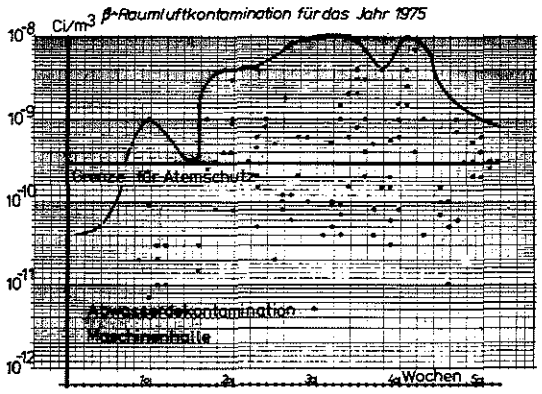


Abb. 3 Bodenkontamination 1975
Abwasserdekontamination
Maschinenhalle



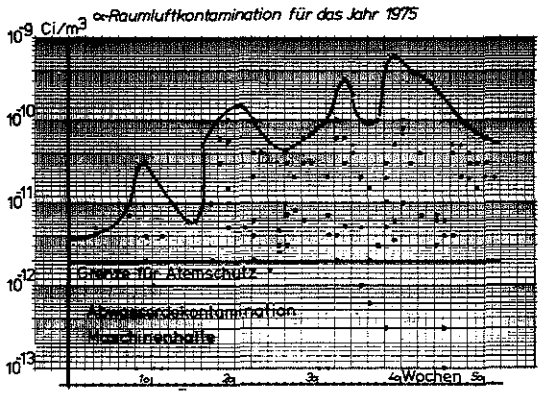


Abb. 4 Raumluftkontamination 1975
Abwasserdekontamination
Maschinenhalle

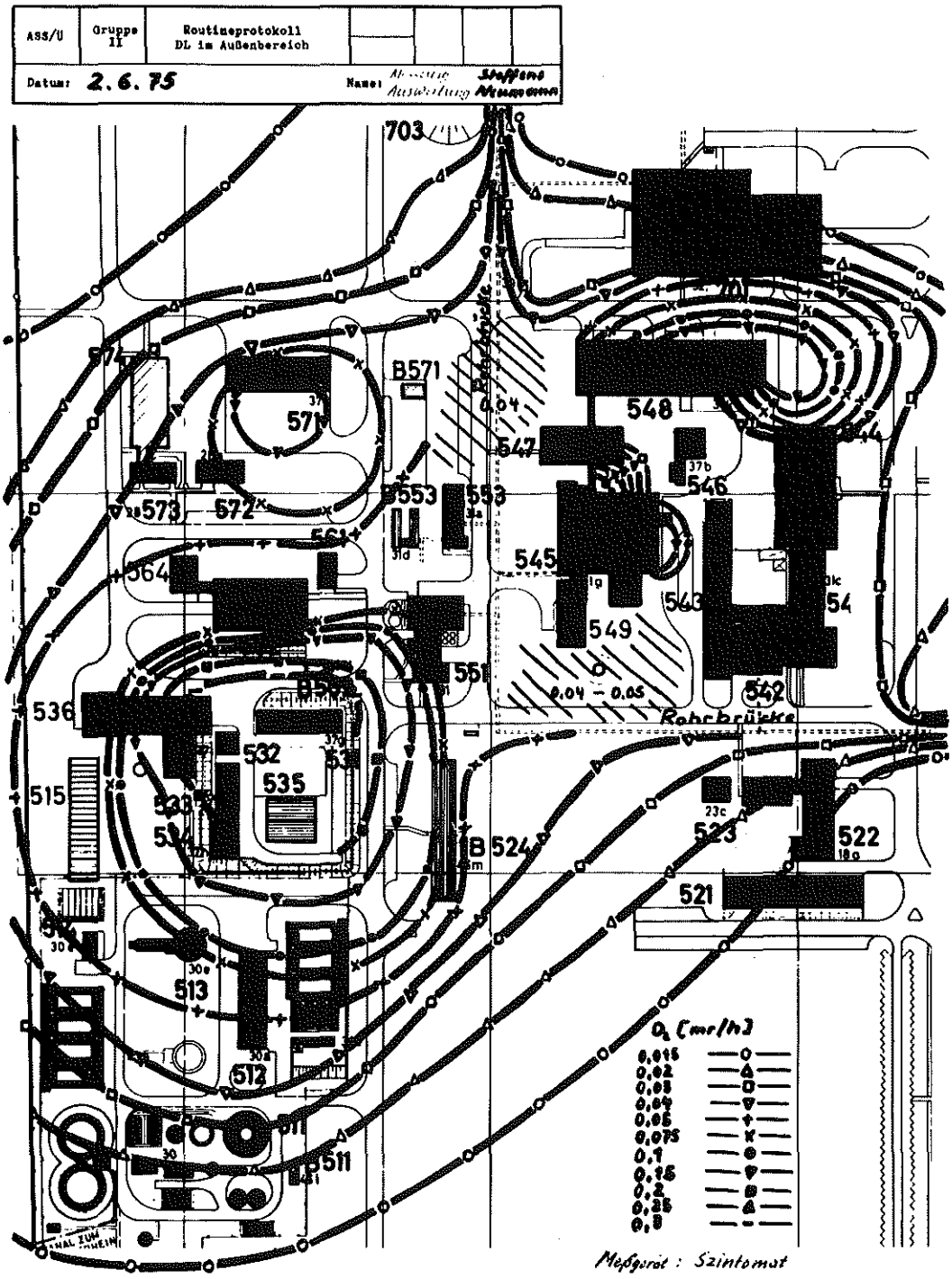


Abb. 5 Isodosisleistungskurven in der Umgebung der Abwasserdekontamination vom 2.6.1975

5. Schlußbemerkungen

Aus den Erfahrungen bei der Überwachung der Routinearbeit und der Ertüchtigungsmaßnahmen in den Dekontaminationsbetrieben ergeben sich einige Schlußfolgerungen, die für kerntechnische Anlagen mit hohem Aktivitätsinventar bzw. -durchsatz typisch sind.

Bei Kollektivdosen von 350 manrem pro Jahr, wie sie im ADB-Bereich auftreten, ist eine drastische Senkung der mittleren Einzeldosis bei gleichem Arbeitsumfang und gleichen Betriebsverhältnissen nur durch Aufstockung des Personalstandes möglich. Eine Senkung der Kollektivdosis durch qualifiziertes Personal erscheint bei dem hier gestellten Arbeitsumfang kaum möglich, da es nicht genügend viel qualifiziertes Personal mit entsprechen den Dosisreserven gibt. Durch intensivere Arbeitsvorplanung, die in enger Zusammenarbeit zwischen Strahlenschutz und Betriebsgruppen geschehen muß, kann in begrenztem Umfang eine Senkung der Kollektivdosis erreicht werden. Besonders eine übereilte Arbeitsaufnahme führt in den meisten Fällen zu unnötig hohen Dosen und neuen Störfällen in der Anlage, deren Beseitigung ein Vielfaches der Zeit beanspruchen kann, die eine sorgfältige Vorplanung erfordert hätte.

Eine ausführliche und für den Betrieb leicht verständliche Dokumentation der Strahlenmeßdaten sollte die Grundlage einer Strahlenschutzüberwachung sein. So wird es möglich, Entwicklungen aufzuzeigen und damit leichter Verständnis für notwendige Strahlenschutzmaßnahmen beim Betrieb zu finden. Vorgegebene Grenzwerte für z.B. tolerierbare Kontaminationen in Verbindung mit den Ist-Werten einer Anlage, wie sie als Beispiel in den Auswertungen der Boden- und Raumluftkontaminationen der ADB-Anlage gezeigt wurden, lassen erkennen, wie erfolgreich bisherige Maßnahmen waren und was in Zukunft noch zu tun ist. Es kann mit der Dokumentation ein Ansporn gegeben werden, um das Ziel "niedrigere Kontaminationen" schneller zu erreichen.

Wartung, Reparatur oder Umbau einer heißen Anlage sind mit Strahlenbelastung verbunden. Die Höhe dieser Strahlenbelastung wird bereits in der Planung entschieden. Hieraus ergibt sich, daß solche Anlagen besonders sorgfältig zu planen sind, wobei insbesondere auch die Strahlenbelastung beim späteren Betrieb zu berücksichtigen ist. Dabei ist zu bedenken, daß die Strahlenbelastung auch einen Kostenfaktor darstellt, der erhebliches Gewicht gewinnen kann, wenn Fehler bei der Auslegung nur durch zusätzlichen Personalaufwand ausgeglichen werden können.

Der Kostenfaktor Strahlenbelastung bewirkt auch, daß nachträgliche Erweiterungen oder Ertüchtigungen vorhandener heißer Anlagen erheblich teurer zu stehen kommen als der entsprechende Ausbau einer kalten Anlage, nicht zuletzt auch, weil die Begrenzung der Strahlenbelastung die erforderliche Anzahl von Arbeitskräften erheblich erhöhen kann. Hieraus wiederum resultieren Probleme der Verfügbarkeit und der Auslastung geeigneter Arbeitskräfte.

Es ist also zu fordern, daß bereits in einem frühen Planungsstadium erfahrene Strahlenschutzfachleute hinzugezogen werden, um den Erfordernissen des Strahlenschutzes gerecht zu werden. Darüberhinaus sollten sie auch zu Entscheidungen über eventuelle Abstriche an erarbeiteten Plänen gehört werden, insbesondere um zu prüfen, ob nicht eine ins Auge gefaßte Sparmaßnahme erhebliche Folgekosten nach sich ziehen wird. Überhaupt sollten bei der Entscheidungsfindung nicht nur die Kosten, sondern auch die Summendosis für die Aufrechterhaltung des Betriebs zugrundegelegt werden.

Knieper, J., Printz, H., Sauermann, P.F.[+)], May, K.[++)]

EIN BEITRAG ZUM PROBLEM DER VERFESTIGUNG FLÜSSIGER RADIOAKTIVER ABFÄLLE

Summary

Radioactive waste solutions must be processed to a solid end product before transport or storage. Solidification should be performed as near as possible to the source of the solutions. A process will be described where weak and moderately active liquid wastes can be solidified without hazard.
In contrast to previously employed methods based on concrete vermiculite use of our method permits the solidification of acidic as well as alkaline solutions without neutralization. In addition aqueous solutions contaminated with organic solvents can be processed.

Einleitung

Radioaktive Abfall-Lösungen sind nach den für die Lagerung radioaktiver Abfälle im Salzbergwerk Asse der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (GSF) geltenden Bedingungen so zu behandeln, daß bei der Übergabe, dem Transport und der Lagerung und Endlagerung mögliche Gefahren weitgehend ausgeschlossen werden. Ursprünglich wasserhaltige Abfälle sind zu einem festen Endprodukt zu verarbeiten. Erst dann wird eine Einlagerung in der Asse zugelassen [1].
Ein bekanntes Verfahren zur Verfestigung von radioaktiven Abfall-Lösungen besteht darin, die radioaktiven Flüssigkeiten auf ein Gemisch von Zement und Vermiculite zu geben, wodurch eine Verfestigung der wässerigen Lösung durch die Reaktion mit dem Zement erzielt wird. Bei diesem bekannten Verfahren ist es jedoch nachteilig, daß es bei der Verfestigung saurer wässeriger Lösungen zu einer störenden Gas- und Wärmeentwicklung kommt.
Wir schlagen zwei Verfestigungsmethoden vor, die eine einfache und gefahrlose Konditionierung von radioaktiven Abfall-Lösungen der Kategorien 2 bis 4 nach der IAEA-Klassifizierung [2] ermöglichen. Diese Methoden sind insbesondere zur Verfestigung der in Radionuklid-Labors täglich anfallenden Kleinmengen flüssiger radioaktiver Abfälle geeignet.

Beschreibung der Verfestigungsmethoden [3]

1. Methode: Gemisch aus Gips

2. Methode: Gemisch aus Gips

+) Institut für Chemie der Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Strahlenschutzgruppe
++) Institut 4 : Angewandte Physikalische Chemie

und Bimsstein		und Natronwas-
Gips ($CaSO_4$)	DIN 1168 [4]	serglas
Bimsstein	DIN52100 [5]	Na_2SiO_3

Mit beiden Produkten können alle wässerigen, mineralischen Säuren wie HF, H_2SO_4, HCl und HNO_3 bis zu einem Gehalt von 20-30% (Gewichtsprozent) sowie alle alkalischen Lösungen wie KOH, NaOH, Ca(OH) verfestigt werden. Weiterhin können alle wasserlöslichen, organischen Verbindungen verfestigt werden, wenn der wässerige Anteil der Gesamtlösung über 50% liegt. Der Gips hat die Aufgabe, das Wasser chemisch anzulagern und die Gesamtstruktur zu verfestigen:

$$CaSO_4 \cdot \frac{1}{2} H_2O + 1\frac{1}{2} H_2O \longrightarrow CaSO_4 \cdot 2 H_2O$$

Durch den porösen Aufbau der Gips-Bims-Struktur werden darüber hinaus erhebliche Mengen Wasser kapillar gebunden. Säuren, Basen und wasserlösliche organische Lösungsbestandteile werden ebenfalls kapillar gebunden. Natronwasserglas reagiert mit Säuren nach der Reaktionsgleichung

$$Na_2SiO_3 + 2 HX \longrightarrow 2 NaX + SiO_2 + H_2O$$

Das Wasser wird vom Gips chemisch gebunden, Salz und SiO_2 in die Gipsstruktur eingelagert.

Gips-Bimsstein-Gemisch

Poröse, feste Substanzen aus keramischem Material oder Bimsstein (Körnung etwa 2-20 mm Ø; Karbonatgehalt kleiner 1%) werden mit Gips (Kristallwassergehalt etwa 4,7 bis 6,6%; Karbonatgehalt kleiner 1%) vermischt. Das von uns empfohlene Mischungsverhältnis ist 1:1. Mit einem kg dieses Produktes lassen sich 500 ml einer radioaktiven Abfall-Lösung verfestigen. Die Bimssteinkomponente hat die Aufgabe, den staubförmigen Gips aufzulockern und Flüssigkeit aufzusaugen. Bei der Durchführung der Verfestigung tritt keine störende Gas- oder Wärmeentwicklung auf. Das trockene Gemisch aus Gips und fester Substanz kann im geschlossenen Behälter mehrere Monate lang aufbewahrt werden, ohne daß es unbrauchbar würde.

Gips-Wasserglas-Gemisch

Zu 1 kg Gips werden portionsweise unter Rühren 200-300 ml Natronwasserglas gemischt, worauf dem so gebildeten, teils körnigen, teils pulverigen Gemisch bis zu ca. 500 ml einer radioaktiven wässerigen Lösung zugegeben werden kann.

Bei dieser Methode übernimmt das Wasserglas die Funktion der die Durchmischung fördernden Substanz. Auch bei diesem Verfahren tritt eine störende Gas- oder Wärmeentwicklung bei der Verfestigung stark saurer oder alkalischer Lösungen nicht auf.

Verfestigung tritiumhaltiger wässeriger Lösungen

Verarbeitung, Transport und Lagerung tritiumhaltiger Abfälle stellt ein großes Problem dar, da Tritium auch durch die meisten nichtmetallischen Verpackungsmaterialien hindurchdiffundiert. Daher wurden die ersten Verfestigungsversuche an tritiumhaltigen wässerigen Lösungen durchgeführt. Die Meßanordnung ist in Bild 1, die Meßergebnisse sind in Bild 2 und Tabelle 1 dargestellt. Die verfestigte Probe befand sich in einem Becherglas, über dem eine Vorrichtung zum Absaugen der über der Probe befindlichen Luft angebracht war. Die abgesaugte Luft wurde mit dem Tritium-Monitor TMH-2 der Fa. Münchener Apparatebau auf das aus der Probe bei Raumtemperatur emittierte Tritium in Abhängigkeit von der Zeit untersucht. Die Ausgangsaktivität der Proben betrug 8,75 mCi (175µCi/ml). Hiervon wurden in 10 Tagen 8,7 bzw. 6,8% emittiert. Zur Verbesserung dieses unbefriedigenden Ergebnisses wurden Versuche unternommen, das Rückhaltevermögen für HTO durch Versiegelung und Ummantelung mit geeigneten Stoffen zu verbessern[+]. Wie in Bild 1 schematisch dargestellt, wurden in einem Becherglas Gips-Bims-Proben durch eine 1.0 cm dicke Sperrschicht versiegelt bzw. mit einem 1.8 cm dicken Mantel umgeben. Die Ergebnisse sind in Tabelle 1 dargestellt. Es konnte eine wesentliche Verbesserung der Tritium-Rückhaltung erreicht werden. Diese Versuche mit dem Ziel, das Rückhaltevermögen zu verbessern, werden fortgesetzt. Auslaugversuche an verfestigten Spaltprodukt-Lösungen werden zur Zeit durchgeführt.

Literatur

[1] Bedingungen für die Lagerung von schwach radioaktiven Abfällen im Salzbergwerk Asse, GSF-Neuherberg, Dezember 1975
[2] Techn. Rep. IAEA Nr. 101, Wien 1968
[3] Institut für Nuklearchemie, KFA Jülich, Interner Bericht, Okt. 1974
[4] Deutsches Institut für Normung e.V., DIN-Mittl. Ausg. Jan. 1976

+) Die Autoren danken Herrn M. Schüller (Institut für Chemie, Institut 1 : Nuklearchemie der KFA Jülich GmbH) für seine Unterstützung bei der Durchführung der Versiegelung und Ummantelung.

[5] Deutsches Institut für Normung e.V., DIN-Mittl. Ausg. Jan. 1976

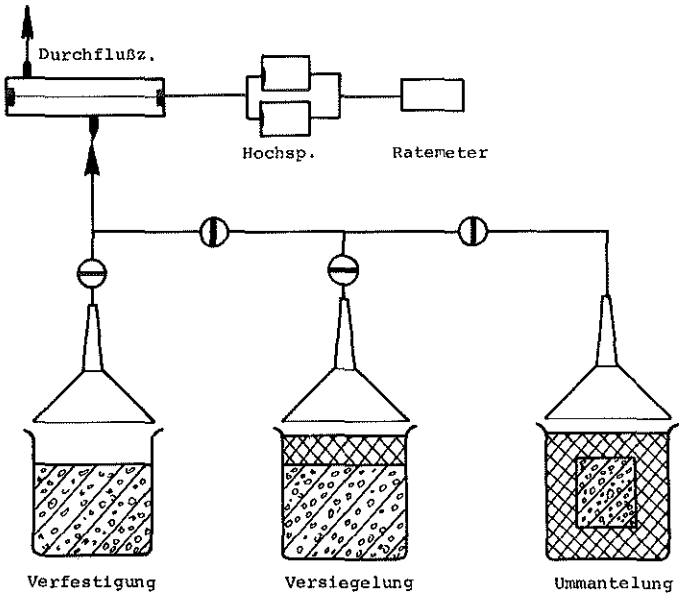
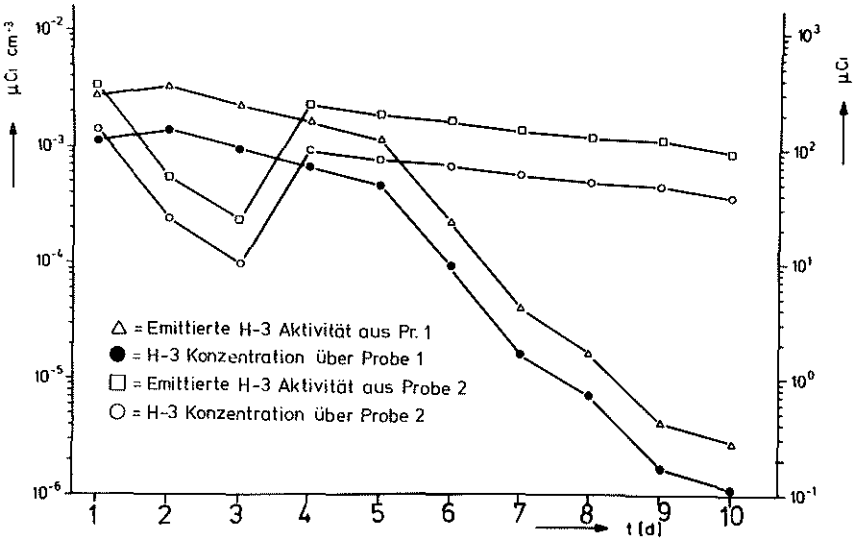


Abb.1: Versuchsanordnung zur Bestimmung der Tritium-Abgabe verfestigter, versiegelter und ummantelter Proben

Abb.2: Tritium-Abgaben verfestigter Proben als Funktion der Zeit

Probe 1: Gips-Wasserglas

Probe 2: Gips-Bimsstein



Diverse Stoffe	Rückhaltefaktoren		Ausgangs-konzentration
	Versiegelung	Ummantelung	($\mu Ci \cdot cm^{-3}$)
Bitumen	26	450	
Paraffin	44	1520	
PVC	6	—	5.10^{-4}
P_2O_5	162	—	
Polyester	—	158	
Picein	—	113	
Epoxid	—	153	

Tab.1: Rückhaltefaktoren (Ausgangskonzentration über der Probe (für alle Proben: $5 \cdot 10^{-4}$ $\mu Ci cm^{-3}$) geteilt durch die Konzentration nach Versiegelung bzw. Ummantelung) verschiedener Stoffe

Stipanits, P.

ÜBERNAHME UND KONDITIONIERUNG SCHWACH RADIOAKTIVER ABFÄLLE-BETRIEBSERFAHRUNGEN IN DER LANDESSAMMELSTELLE NORDRHEIN-WESTFALEN

Summary: Methods of collection treatment and disposal of low-level radioactive waste by the Landessammelstelle Northrhine-Westfalia are described. Operating experiences and figures are given.

Vier Ziele sind es, die der Kernabfallbeseitiger mit seiner Arbeit zu erreichen trachtet.

1. Volumenverminderung
2. Änderung der Abfallzusammensetzung
3. Immobilisation der Radionuklide und
4. Beseitigung der Radioaktivität

Wie diese miteinander verquickten und fallweise einander zuwiderlaufenden Ziele erreicht werden können, soll hier an Hand mehrjähriger Betriebserfahrungen der Landessammelstelle NRW kurz skizziert werden.
Die Benutzungsordnung der Landessammelstelle schreibt vor, daß radioaktive Abfälle nach einer gewissen Systematik geordnet, getrennt nach

- ihrer physikalisch-chemischen Beschaffenheit,
- Radionuklidgehalt und
- Dosisleistung

gesammelt und in zugelassenen Behältertypen zum Abtransport vorbereitet werden.
Diese dem ersten Anschein nach überflüssige Auffächerung direkt an der Quelle durch den Ablieferer wird verständlich, wenn man weiß, daß die Rohabfälle nie in ihrem ursprünglichen Zustand an die Bundessammelstelle weitergegeben werden können, und daß der Personal- und Sachaufwand für die Konditionierung der Rohabfälle zu endlagerfähigen Produkten empfindlich von der Zusammen-

---

Betriebsabteilung Dekontamination, Technische Dienste
Kernforschungsanlage Jülich

setzung der Rohabfälle abhängt. Durch gedankenloses Vermischen lang- und kurzlebiger Radionuklide wird beispielsweise die Möglichkeit Abfälle nach angemessener Wartezeit auf konventionelle Weise zu beseitigen vereitelt. Andererseits wirkt sich sorgfältiges Beachten der Richtlinien in der Benutzungsordnung positiv aus. Es vermindert den Beseitigungsaufwand und senkt die Kosten.

Die technische Ausrüstung der Landessammelstelle NRW ist mittlerweile recht gut, wenigstens was die schwachradioaktiven Abfälle angeht. Es stehen heute die Verarbeitungswege

- Kompaktieren
- Mumifizieren
- Destillieren und
- Verfestigen durch Adsorption
  an geeigneten Bindemitteln

offen. In absehbarer Zeit wird auch das Veraschen schwachradioaktiver Abfälle möglich sein.
Das Gerät zum Kompaktieren ist eine hydraulische 10-Tonnen-Presse in einem teilabgeschirmten Handschuhkasten. Hier kann der übliche feste Laborabfall auf etwa ein Drittel bis ein Viertel seines ursprünglichen Volumens eingeengt und in mit Beton ausgekleidete Stahlfässer verpackt werden.
Die im festen Rohabfall häufig verborgenen, flüssigkeitsgefüllten Gefäße zwingen uns dazu, vorsorglich eine gewisse Menge trockener Adsorptionsmittel mitzuverarbeiten. Dies verringert zwangsläufig die erreichbare Volumensreduktion. Die Kosten steigen.
Das Mumifizieren, ein sehr einfaches und billiges Verfahren, gelingt nur, wenn der faul- und gärfähige Abfall in tiefgefrorenem Zustand und im wesentlichen frei von den sonst so üblichen Konservierungsmitteln, wie Formaldehyd- oder Phenollösung, vorliegt.
Üble Erfahrungen mit ungeeignet präparierten Abfällen dieser Art geben Anlaß an dieser Stelle darauf hinzuweisen, daß die Tierkadaver von Hand in die Trockenkörbe gepackt werden müssen. Gedankenlos zurückgelassene Injektionsnadeln und Skalpelle, Glasscherben und scharfkantige Blechstücke beschwören hier die Gefahr tückischer Verletzungen herauf.
Für Abfälle, die mit Formaldehyd- oder Phenollösung konserviert

worden sind, steht uns kein Behandlungsverfahren zur Verfügung.

Flüssige Abfälle wäßriger Natur werden, sofern es ihre spezifische Aktivität und ihre chemische Zusammensetzung erlaubt, verdampft. Der Trockenrückstand wird mit Zement und Zuschlägen verfestigt und der so gewonnene monolithische Betonklotz an die Bundessammelstelle abgegeben.
Für organische oder chemisch ungünstig zusammengesetzte Flüssigkeiten steht vorläufig nur der Weg einer Adsorption an verschiedene Bindemittelgemische offen. Die Menge des Endproduktes übertrifft naturgemäß die ursprüngliche Menge des Rohabfalls um ein Mehrfaches.

Feste, nicht brennbare Stoffe, wie Schrott, Bauschutt, Geräte und Geräteteile, u.ä. sowie sperrige Dinge, wie Handschuhkästen, Abluftfilter und dergleichen, werden in handliche Teile zerlegt oder zerkleinert und in Stahlfässer verpackt.
Die freigebliebenen Hohlräume werden mit Beton vergossen.

Hin und wieder gelingt es auch, die dem Schrott anhaftende Radioaktivität durch Oberflächenabtrag zu beseitigen und den gereinigten Schrott in den normalen Stoffkreislauf zurückzuführen.

Zu Beginn dieses Referates habe ich eine Liste der Ziele aufgeführt, die bei der Beseitigung radioaktiver Abfälle erreicht werden sollen. Diese Ziele sind so beschaffen, daß sie nicht durch den Betreiber einer Landessammelstelle allein zu erreichen sind. Die Beseitigung radioaktiver Abfälle beginnt vielmehr an ihrer Quelle. Der beabsichtigte Umgang, die Auswahl der zweckmäßigen Radionuklide, die Wahl des günstigsten Verfahrens sowie dessen optimale Durchführung und die Begrenzung der dem Zweck angemessenen Aktivität bestimmen Möglichkeit und Aufwand der Abfallbeseitigung.

Dieser Wechselwirkung wird häufig nicht die gebührende Aufmerksamkeit geschenkt, und so mancher Anwender mußte die Erfahrung machen, daß die Beseitigung seiner radioaktiven Abfälle Sorgen und teilweise beträchtliche Kosten verursachte. Solche Erfahrungen können durch die rechtzeitige Rückfrage bei der für ihn zuständigen Landessammelstelle vermieden werden.

Ein klassisches Beispiel dafür ist die Beseitigung von Tierkadavern, die sich mit tiefgefrorenem Material am einfachsten bewerkstelligen läßt. Alle anderen gängigen Konservierungsmethoden verursachen einen sehr viel höheren Aufwand und setzen das Vorhandensein einer Verseifungs- oder Verbrennungsanlage voraus. In Extremfällen ist es schon vorgekommen, daß Rohabfälle wegen ihrer besonderen Natur oder wegen des Zustandes, in dem sie sich befanden, von der Landessammelstelle zurückgewiesen wurden. Dem Verursacher fällt dann die Aufgabe zu, diese Abfälle in eigener Regie so aufzuarbeiten, daß sie den Bedingungen der Benutzungsordnung entsprechen und eine Übernahme durch die Landessammelstelle möglich wird.

Abschließend mögen noch einige Zahlen aus dem Betrieb der Landessammelstelle genannt werden:

Tabelle 1: Jährlicher Zugang an Rohabfällen aus dem Land Nordrhein-Westfalen in (m^3)

Jahr	(m^3)	Jahr	(m^3)	Jahr	(m^3)
1962	-	1967	3,6	1972	68,4
1963	1,8	1968	10,9	1973	67,2
1964	2,7	1969	26,5	1974	98,4
1965	1,9	1970	56,6	1975	136,4
1966	5,9	1971	64,6		

Vom Beginn unserer Tätigkeit im Oktober 1962 bis zum Jahresende 1975 haben wir von 178 Ablieferern insgesamt rund 540 m^3 schwachradioaktive Rohabfälle übernommen und aufgearbeitet.

In den Anfangsjahren gab es in Nordrhein-Westfalen nur wenige Stellen, die mit radioaktiven Stoffen in nennenswertem Umfang arbeiteten. In jüngster Zeit rückt jedoch die nuklearmedizinische Anwendung von Radionukliden zusehends in den Vordergrund des Interesses und steigt demzufolge die Zahl der Ablieferer sprunghaft an. Seit 1973 müssen wir mit einem Zuwachs von 20 bis 30 neuen Ablieferern pro Jahr rechnen.

Für den Abtransport dieser 540 m^3 Abfälle haben unsere Transport

fahrzeuge im Zuge von 198 Sammelfahrten knapp 45.00 km zurückgelegt. Wenn wir zu Anfang unserer Tätigkeit etwa alle zwei bis drei Monate eine Sammelfahrt ansetzen konnten, so hat sich diese Frequenz heute auf einen wöchentlichen Rhythmus erhöht. Gelegentlich sind unsere Fahrzeuge auch schon zweimal wöchentlich im Lande unterwegs, um radioaktive Abfälle zu übernehmen.

Breest, H.-Ch.* und Albrecht, E.**

DIE ENTWICKLUNG DER EINLAGERUNGSTECHNIK FÜR RADIOAKTIVE ABFÄLLE UND DER STRAHLENBELASTUNG DES BETRIEBSPERSONALS IN DER VERSUCHSANLAGE ASSE***

Kurzfassung

In der Bundesrepublik sollen ra Abfälle im tiefliegenden Salz endgelagert werden. In der Versuchsanlage Asse werden dazu geeignete Methoden erprobt. Die jeweils gesammelten Erfahrungen finden bei der Weiterentwicklung Berücksichtigung. Die Einlagerung schwachaktiver Abfälle erfolgt bereits im Routinebetrieb. Die Endlagerung mittelaktiver Abfälle befindet sich noch in der Versuchsphase; als nächster Entwicklungsschritt soll hier die Kavernentechnik Verwendung finden. Die Endlagerung hochaktiver, Zerfallswärme entwickelnder Abfälle wird z.Z. vorbereitet. Zwei wesentliche Schritte auf diesem Weg sind die Versuchseinlagerungen unaufgearbeiteter, carbidischer AVR-Brennelemente (Strahlung, aber noch keine wesentliche Wärmeprobleme) und umfangreiche Temperaturmeßfelder (Temperatureinfluß, aber keine Strahlungseffekte). Die Strahlenbelastung des Betriebspersonals konnte mit der Weiterentwicklung trotz steigender Mengen und spezifischer Aktivitäten der Abfälle ständig verringert werden und liegt heute im Durchschnitt unterhalb der Nachweisgrenze von 40 mrem/Monat.

Handhabung radioaktiver Abfälle

Aktivität bzw. davon abhängig Strahlendosisleistung und Zerfallswärme bestimmen die Art und Weise des Umgangs mit den radioaktiven Abfällen, d.h. die Einlagerungstechnik. Dabei kann grob zwischen folgenden Abfallkategorien unterschieden

---

*Regierungsdirektor in der Abteilung Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des Bundesministeriums des Innern, Bonn

**Leiter der technischen Abteilung des Instituts für Tieflagerung in Wolfenbüttel der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH, Neuherberg bei München

***Wegen der Unmöglichkeit Farbabbildungen befriedigend zu reproduzieren, wurde mit Billigung der Autoren die Zahl der Abbildungen gegenüber dem Vortrag vermindert (Redaktion)

werden:

- schwachaktive Abfälle, d.h.
  - keine über die Verpackung hinausgehende Abschirmung erforderlich
  - keine Zerfallwärmeprobleme
- mittelaktive Abfälle, d.h.
  - zumindest zur Handhabung zusätzliche Abschirmung erforderlich
  - noch keine Zerfallwärmeprobleme
- hochaktive Abfälle, d.h.
  - schwere Abschirmung ist erforderlich
  - Zerfallwärme muß abgeführt werden.

Je nach Art der radioaktiven Stoffe sind spezielle Behälter ggf. mit zusätzlicher, innerer oder äußerer Betonabschirmung zu verwenden.

Zur Erprobung, Demonstration und Optimierung von Einlagerungstechniken und zum Nachweis einer zuverlässigen Endlagerung radioaktiver Abfälle im tiefliegenden Salz erwarb der Bund 1965 das kurz vorher stillgelegte Salzbergwerk Asse bei Wolfenbüttel. Nach entsprechender Umrüstung betreibt die Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung diese Schachtanlage seit 1967 als Versuchsanlage zur Endlagerung fester bzw. verfestigter radioaktiver Abfälle (Abb. 1). Dazu führt sie ein umfangreiches Forschungs- und Entwicklungsprogramm durch, mit dem stufenweise geeignete Techniken für die Einlagerung der verschiedenen Abfallkategorien erprobt und optimiert sowie die notwendigen Erfahrungen gesammelt werden sollen, die zur späteren Einrichtung "maßgeschneiderter" Routineendlager in "jungfräulichem" Salz erforderlich sind.

Dieses in der Bundesrepublik konsequent verfolgte Konzept, feste bzw. verfestigte radioaktive Abfälle durch gegenüber der Biosphäre isolierten Einschluß in tiefliegenden, mäch-

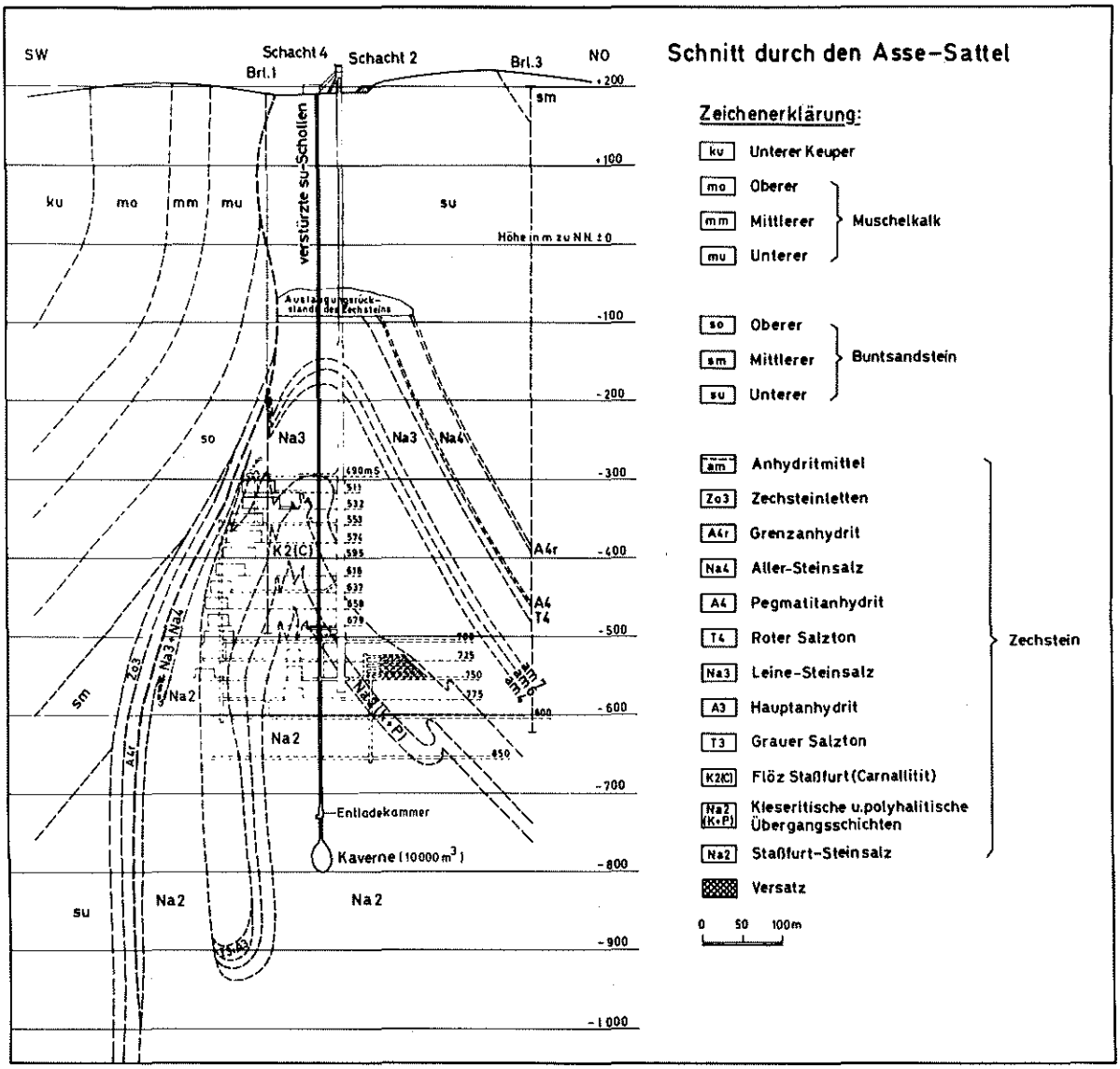


Abb. 1: Schnitt durch den Asse-Sattel mit der Versuchsanlage Asse;
Grubengebäude und Kaverne

tigen Steinsalzstöcken *) endzulagern, findet weltweite anerkennende Beachtung.

Der Betrieb der Versuchsanlage Asse zur Endlagerung radioaktiver Abfälle ist nach § 3 der 1. StrlSchV durch zu zuständige niedersächsische Bergbehörde genehmigt und überwacht. Diese Genehmigung — für Kernbrennstoffe bzw. kernbrennstoffhaltige Abfälle ergänzt durch eine Aufbewahrungsgenehmigung der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt nach § 6 des AtG — legt im einzelnen fest,

- welche Mengen radioaktiver Abfälle
- in welchen Endlagerkammern und
- nach welcher Einlagerungstechnik

endgelagert werden dürfen (Betriebsplan) und schreibt neben einem

- Strahlenschutz-Überwachungsprogramm für die Beschäftigten (beruflich strahlenexponierte Personen) und für die Umgebung der Versuchsanlage auch eine
- Buchführung über Art, Menge, Herkunft und Verbleib der eingelagerten radioaktiven Abfälle sowie Einlagerungsdatum und eine
- jährliche Fortschreibung des Grubenbilds (Grundriß für jede Sohle unter Angabe der Zahl der eingelagerten Abfallbehälter und des Datums des Verschlusses jeder befüllten Kammer)

vor. Bei den Genehmigungsverlängerungen werden die zwischenzeitlich gesammelten Erfahrungen jeweils berücksichtigt.

---

*) Steinsalz hat im Hinblick auf einen sicheren Einschluß radioaktiver Abfälle folgende vorteilhaften Eigenschaften:

- tektonisch extrem ruhige Formation (sehr alt und erdbebenfrei)
- plastisches Verhalten (keine Bildung großräumiger, wasserdurchlässiger Risse)
- trockenes Gestein (sonst würde die Lagerstätte nicht existieren)
- gute Wärmeleitfähigkeit (wichtig zur Abfuhr der Zerfallwärme hochaktiver Abfälle)
- im norddeutschen Raum gibt es rd. 200 solche Salzstöcke
- Erstellung sehr großer Hohlräume ohne jeglichen Ausbau möglich

Nachfolgend sollen diese Erfahrungen näher geschildert werden.

Einlagerung schwachaktiver Abfälle

Im April 1967 begann in der Asse eine rund 4-jährige Versuchseinlagerung schwachaktiver Abfälle. Die in 200-l-Fässern verpackten Abfälle wurden ohne zusätzliche Abschirmung in Sammeltransporten an der Asse abgeliefert und dort mit dem Förderkorb nach Untertage befördert.

Als erste Phase erfolgte die Einlagerung von 6340 Fässern in der Kammer 4 der 750-m-Sohle. Dabei kam ein Gabelstapler zum Einsatz, der mit einem Faßgreifer ausgerüstet war; jeweils 4 Fässer wurden übereinander stehend gestapelt. Diese Methode erwies sich als recht zeitraubend und war auch mit gewissen Schwierigkeiten im Hinblick auf eine einsturzsichere Stapelung verbunden, zumal alle 4 Reihen ein Gang für Kontroll- und Meßzwecke frei bleiben sollte. Außerdem war die Raumausnutzung nicht optimal. Im Juni 1971 wurde die Kammer verschlossen; seither wird mit Hilfe einer Schnorcheleinrichtung von Zeit zu Zeit die Aktivität in der eingeschlossenen Kammerluft gemessen. Die dabei gefundenen Aerosol- und Tritiumaktivitäten liegen nur geringfügig über den in der Atemluft für strahlenexponiertes Personal zulässigen Werten; da sich jedoch niemand in der Kammer aufhält und diese eingeschlossene Luft auch nicht mit dem Grubenwetter in Verbindung steht, ist keinerlei Gefährdung zu erwarten.

Während der folgenden Phase des Versuchsprogramms wurden die Abfallfässer in der Kammer 1 der 750-m-Sohle liegend übereinander gestapelt; bis zu durchschnittlich 7 Lagen konnten mit einem Gabelstapler, der mit einem schwenkbaren Faßgreifer ausgerüstet war, erreicht werden. Gänge für Kontrollmaßnahmen waren entbehrlich, da die Messungen in der Kammer 4 keinen Hinweis auf deren Notwendigkeit erbrachten.

Die mit dieser Einlagerungstechnik gesammelten Erfahrungen reichten aus, um im April 1971 in den "Bedingungen für die Einlagerung schwachaktiver Abfallstoffe im Salzbergwerk

Asse" die Anforderungen

- an die zu verwendenden Behältertypen und ihre Kennzeichnung,
- an die Begrenzung der Kontamination und Dosisleistung an der Behälteroberfläche

und die möglichen Sonderregelungen für spezielle Abfälle (z.B. Ra-, Th-, Tritium- oder Spaltstoff-haltige Abfälle, Großquellen, sperrige Teile, ...) zu formulieren.

Seit Juli 1971 erfolgte die Einlagerung schwachaktiver Abfälle auf der Basis dieser Annahmebedingungen. Nach wie vor erhob die Asse keine Gebühren für die Einlagerung.

Ende 1971 kam erstmals ein Fahrzeug mit Teleskoparm und schwenkbarem Faßgreifer zum Einsatz, wodurch eine Auffüllung durch mehr oder weniger ungeordnete Aufschichtung bis zu 10 Faßlagen und damit eine wesentlich bessere Raumausnutzung möglich wurden. Auch im Hinblick auf die Strahlenbelastung brachte der Einsatz des Teleskopbaggers merkliche Verbesserungen, da die Fässer mit größerem Abstand vor der "strahlenden" Faßwand manipuliert und die als stärker strahlend gekennzeichneten Fässer gleich weit nach hinten verbracht werden konnten. Nach dieser Einlagerungstechnik wurden in der Zwischenzeit die Kammern 1 und 2 gefüllt und verschlossen; Kammer 5 befindet sich noch in der Befüllung.

Mit der Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe (WAK) fielen in zunehmendem Umfang schwachaktive Abfälle an, die doch schon zu so hohen Dosisleistungen an der Faßoberfläche führten, daß diese Fässer in einen Betonbehälter eingesetzt werden mußten. Seit 1973 werden auch derartige "verlorene Betonabschirmungen" eingelagert. Trotz der erschwerten Handhabung erwiesen sich diese Betonbehälter als vorteilhaft bezüglich der Strahlenexposition des Einlagerungspersonals; denn es wurden jeweils Wände aus diesen verlorenen Betonabschirmungen aufgestapelt und die sonst üblichen Fässer mit dem Teleskopbagger ungeordnet dahinter deponiert. In der Zwischenzeit wurde die Kammer 12 der 750-m-Sohle auf diese Weise gefüllt; die Einlagerung in die

Kammern 5 und 11 ist noch im Gange.

Seit 1974 wird für die Einlagerung der Fässer eine neue Methode erfolgreich erprobt. Dabei erfolgt die Befüllung der Kammern nicht durch Stapeln von unten nach oben, sondern von oben nach unten durch Abkippen aus einem Frontschaufler über eine Böschung aus eingelagerten Fässern, die in kurzen Abständen mit losem Salz zugeschüttet werden. Dieses "Einpökeln" der Abfallfässer bietet folgende Vorteile:

- die Fässer werden nicht mehr einzeln gehandhabt, was zu einem höheren Durchsatz bei gleichzeitig kürzerem Aufenthalt des Personals in der Nähe der Fässer führt,
- die eingelagerten Fässer werden nach kurzer Zeit mit abschirmendem Salz abgedeckt,
- durch das Befüllen der Kammern von oben wird eine wesentlich bessere Raumausnutzung erreicht und außerdem ermöglicht, künftig auch die viel höheren Kammern der darüberliegenden Sohlen voll zu nutzen,
- auch im Hinblick auf die langfristige Sicherheit bedeutet diese Methode einen wesentlichen Vorteil, da im Falle eines Wassereinbruchs zunächst das in großer Menge vorhandene lose Salz schnell gelöst und damit ein Abtragen von Salz aus den Pfeilern und Schweben des Grubengebäudes sowie infolge der schnellen Sättigung der Salzlösung ein Angriff der eingelagerten radioaktiven Abfälle sehr erschwert würden.

In der Zwischenzeit wurde die Kammer 8 der 750-m-Sohle gefüllt; in die Kammern 10 der 750-m-Sohle und 7 der 725-m-Sohle wird derzeit noch eingelagert.

Bis Ende 1975 waren insgesamt rd. 65.000 Behälter mit schwachaktiven Abfällen in der Asse eingelagert. In den mehr als 4 Jahren "Routineeinlagerung" wurden wiederum so viele Erfahrungen gesammelt, daß eine Überarbeitung der Annahmebedingungen angebracht war. Der mit der Einlagerung der verschiedenen Behältertypen (200-l-Faß, 400-l-Faß, verlorene

Betonabschirmung, jeweils mit unterschiedlichen Gewichten) verbundene Aufwand konnte abgeschätzt werden.

Mit der Verlängerung der Betriebsgenehmigung ab 1.1.1976 traten die überarbeiteten "Bedingungen für die Lagerung von schwachradioaktiven Abfällen im Salzbergwerk Asse (Stand: Dezember 1975)" in Kraft. Im Hinblick auf die rationellere und gleichzeitig bezüglich des Strahlenschutzes des Betriebspersonals und der langfristigen Sicherheit des Endlagers vorteilhaftere Methode des "Einpökelns" der Abfallfässer wurden insbesondere die Anforderungen an das Abfallprodukt und den Faßdeckelverschluß verschärft.

Die Strahlenbelastung des Asse-Personals konnte durch die Weiterentwicklung der Einlagerungstechnik trotz der schnell angewachsenen Abfallmengen (Abb. 2) und der gleichzeitig angestiegenen Aktivitätsgehalte je Behälter stets weit unterhalb der zulässigen Dosen für beruflich Strahlenexponierte gehalten werden und liegt heute im Durchschnitt knapp oberhalb der Dosimeternachweisgrenze von 40 mrem/Monat (Abb. 3).

Einlagerung mittelaktiver Abfälle

In Beton oder Bitumen fixierte Konzentrate, kontaminierte und/oder aktivierte Metallteile (z.B. Brennstabhüllrohrstücke) und sonstige feste radioaktive Abfälle erreichen bis zu 10^4 Ci/200-l-Faß bzw. bis zu 10^5 R/h an der Faßoberfläche. Um derartige Abfallfässer handhaben zu können, ist eine zusätzliche Abschirmung notwendig; eine Einlagerung in begehbaren Kammern wie im Falle der schwachaktiven Abfälle ist nicht möglich.

Es wurde deshalb eine spezielle Methode zur Endlagerung mittelaktiver Abfälle entwickelt:

- die Fässer werden in Abschirmbehälter bis nach Untertage transportiert; je nach erforderlicher Abschirmung kommen dabei 2 verschiedene Einzelbehältertypen, "E 1" und "E 2", oder auch ein mit variabler Abschirmung ausrüstbarer Sammelbehälter für 7 Fässer, "S7V", zum Einsatz; letzterer muß in der Schachthalle aufgrund seines

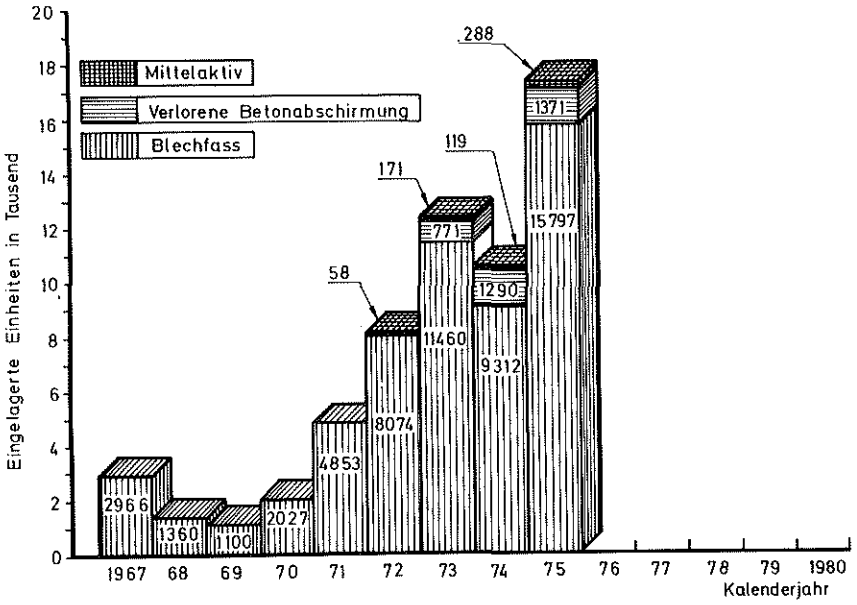


Abb. 2: Zahl der eingelagerten Abfallbehälter

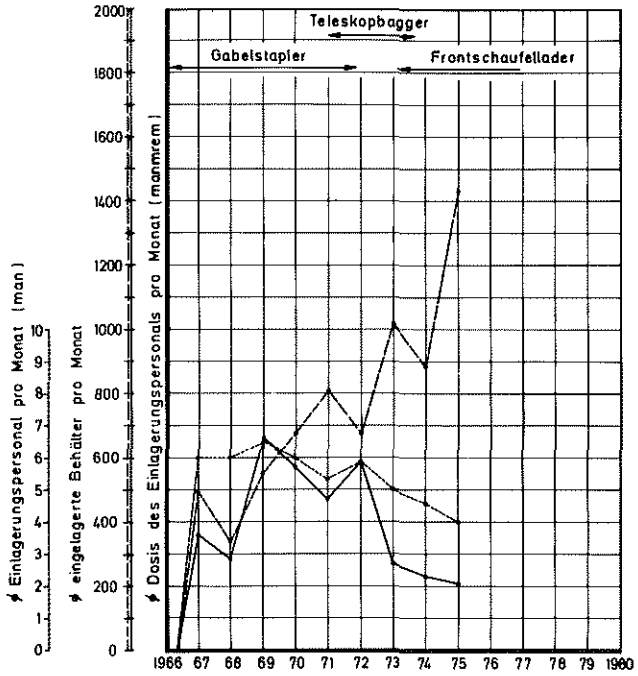


Abb. 3: Durchschnittliche Strahlenbelastung des Asse-Betriebspersonals

Gewichts für den Transport der Abfallfässer nach Untertage in Einzelabschirmbehälter umgefüllt werden;

- durch eine mit Abschirmschiebern verschließbare Bohrung werden die 200-l-Fässer von der sogenannten Beschickungskammer 8 a der 490-m-Sohle aus fernbedient in die darunter liegende Einlagerungskammer 8 a der 511-m-Sohle abgesenkt (Abb. 4), wo sich eine Kegelschüttung der eingelagerten Abfallfässer bildet, die über Fernsehen und durch ein dickes Bleiglasfenster im zugemauerten Kammereingang beobachtet werden kann;
- die Abschirmbehälter werden nicht mit eingelagert, sondern stets erneut zum Transport eingesetzt.

Die schweren Abschirmbehälter während der Manipulation und die 6 m dicke Salzschwebe sowie die allseitig mächtige Wandung der Einlagerkammer bieten so ausreichenden Strahlenschutz, daß die Strahlenbelastung des Einlagerungspersonals bisher unter der Dosimeternachweisgrenze von 40 mrem/Monat blieb.

Die Luft der Einlagerungskammer wird unter geringem Unterdruck gehalten; die Filter in der Absaugeinrichtung werden regelmäßig unter Verschluß ausgewechselt, in 400-l-Fässer verpackt und als schwachaktiver Abfall endgelagert.

Die Endlagerung mittelaktiver Abfälle begann im August 1972 und befindet sich noch in der Versuchsphase. In der Zwischenzeit wurden ca. 850 Fässer mit mittelaktivem Abfall eingelagert. Auch hierüber wird Buch geführt, um einen Überblick über Art, Herkunft, Aktivitätsinhalt und Dosisleistung an der Oberfläche der Abfallfässer zu behalten. Die bisherigen Erfahrungen reichen aus, um auch hier den erforderlichen Aufwand pro Faß abzuschätzen und die bisher gültigen vorläufigen Annahmebedingungen in wenigen Wochen durch die überarbeiteten "Bedingungen für die Versuchseinlagerung mittelradioaktiver Abfälle im Salzbergwerk Asse (Stand: Mai 1976)" zu ersetzen.

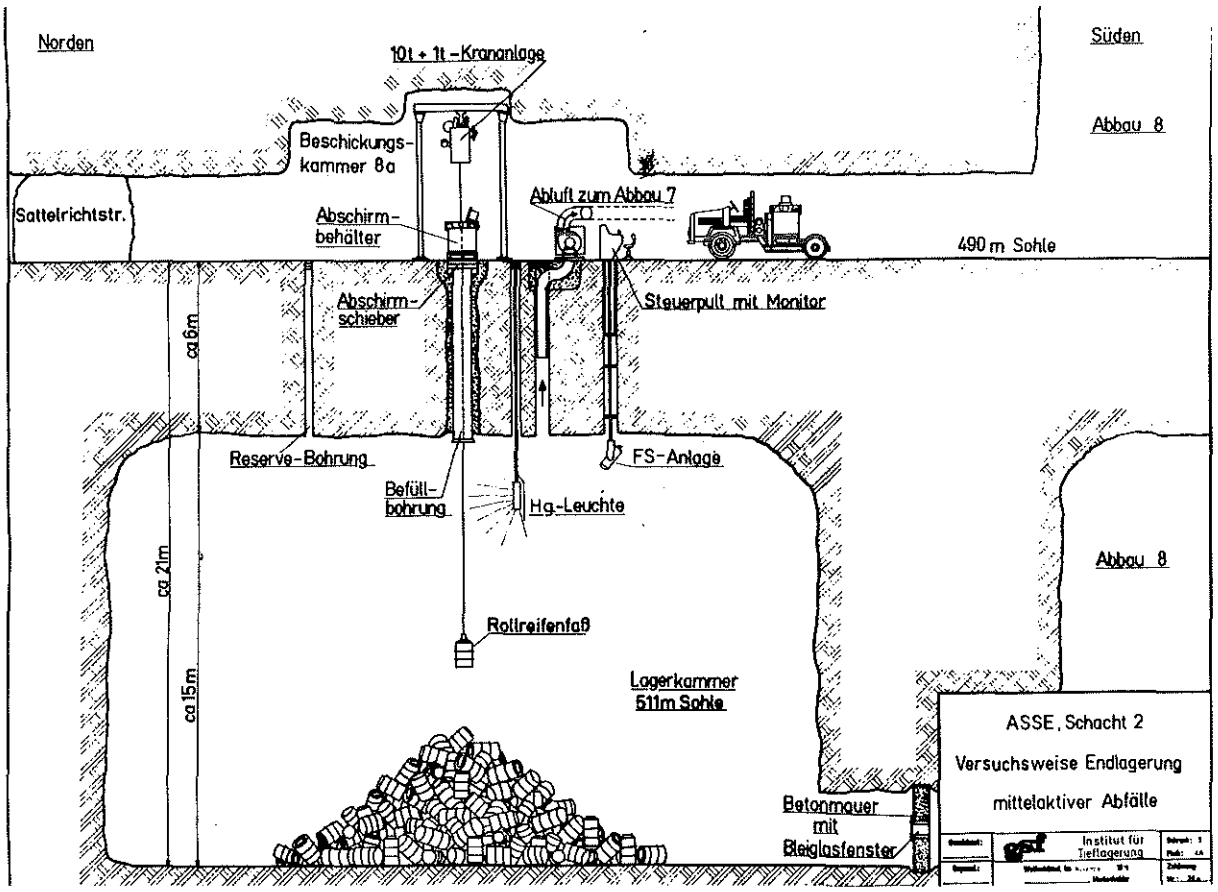


Abb. 4: Schema der Einlagerung mittelradioaktiver Abfälle

Absehbare Weiterentwicklung

Die Einlagerung schwachaktiver Abfälle erfolgt bereits im Routinebetrieb. Auch bei den mittelaktiven Abfällen liegt für die verwendete Einlagerungstechnik schon hinreichende Erfahrung vor. Seit dem 1.1.1976 werden für diese Dienstleistungen je nach Abfallkategorie, Behältertyp und Dosisleistung gestaffelte Einlagerungsgebühren erhoben (Abb. 5).

Im Hinblick auf die künftig größer werdenden Mengen mittelaktiver Abfälle müssen neue Einlagerungsmethoden erprobt werden, die einen größeren Durchsatz ermöglichen. Zu diesem Zweck soll die Kavernentechnik ab 1978 erprobt werden. Z.Z. wird deshalb in der Asse eine ca. 10.000 m^3 große Versuchskaverne in rd. 1.000 m Tiefe hergestellt, die durch einen gesonderten, neu geschaffenen Schacht von der Erdoberfläche aus beschickt werden soll. Die Fässer werden im Abschirm-

Aktivitäts-kategorie	Behältertyp	Gewicht kg	Dosisleistung mrem/h			
			0 - 100	100 - 200	200 - 500	500 - 1000
schwach-radio-aktiv	200 l	bis 700	DM 150,--	DM 200,--	DM 600,--	DM 1.100,--
		700 - 1250	DM 280,--	DM 460,--	DM 1.900,--	DM 3.700,--
	400 l	bis 700	DM 160,--	DM 220,--	DM 700,--	DM 1.300,--
		700 - 1250	DM 280,--	DM 460,--	DM 1.900,--	DM 3.700,--
	200 l in 400 l	bis 1250	DM 190,--	DM 280,--	DM 1.000,--	DM 1.900,--
	Beton-behälter	bis 2500	DM 340,--	DM 580,--	----------	----------
		2500 - 5000	DM 740,--	DM 1.380,--	----------	----------
mittel-radio-aktiv	E 1 / E 2 (S 7 V)	bis 9800	DM 2.180,--		----------	

Abb. 5: Gebühren für die Einlagerung radioaktiver Abfälle im Salzbergwerk Asse

transportbehälter über dem Schacht in einer Abschirmzelle abgesetzt und anschließend ohne Abschirmung in die Kaverne gefördert.

Spätere Einlagerung hochaktiver Abfälle

Die ebenfalls vorgesehene Versuchseinlagerung hochaktiver, Zerfallswärme entwickelnder Abfälle in der Asse befindet sich noch in der Vorbereitungsphase. Bei der Endlagerung derartiger Abfälle müssen sowohl die Strahlungs-, als auch die Wärmeprobleme beherrscht werden. Mit den bereits laufenden bzw. bevorstehenden Versuchsprogrammen

- Einlagerung von ca. 100.000 unaufgearbeiteten, carbidischen Brennelementen des Jülicher AVR-Reaktors (hohe Aktivität, aber noch keine signifikanten Zerfallswärmeprobleme; Erprobung der Einlagerungstechnik)
- Temperaturversuche mit elektrisch beheizten, echte Hochaktivabfälle simulierenden Probekörpern (Temperatureinfluß, aber keine Aktivität)

wird die vorgesehene, zunächst rückholbar ausgelegte Einlagerung echter hochaktiver Aufarbeitungsabfälle vorbereitet. Es ist nicht damit zu rechnen, daß wesentliche Schwierigkeiten auftreten werden. Zur praktischen Erprobung wird z.Z. außerdem geprüft, ob schon vor der Verfügbarkeit von in der BRD hergestellten hochaktiven Abfällen repräsentative Proben aus Partnerländern (z.B. Frankreich oder USA) beschafft und versuchsweise eingelagert werden können.

Schlußbemerkung

Man darf von der Überzeugung ausgehen, daß für das Problem der Endlagerung radioaktiver Abfälle zuverlässige und akzeptable Lösungen verfügbar sind bzw. rechtzeitig verfügbar sein werden. Wie bei jeder jungen Technologie — so auch bei der Kerntechnik und insbesondere am letzten Ende des Kernbrennstoffkreislaufs — wird die Entwicklung mit Nachdruck weiter vorangetrieben werden, um die Lösungen noch zu verbessern und zu optimieren, insbesondere im Hinblick auf

die Wirtschaftlichkeit.

Literatur *)

Albrecht, A.;...: Disposal of radioactive wastes by storage in a salt mine in the Federal Republic of Germany.

IAEA/NEA-symposium on "Management of low- and intermediate - level radioactive wastes"; Aix-en-Provence. 1970 - IAEA-STI Pub. 264, p. 753

Krause, H.; Randl, R.: Treatment and final disposal of radioactive wastes from fuel reprocessing in the Federal Republic of Germany - a survey on policy and R & D work.

IAEA/NEA-symposium on "Management of radioactive wases from fuel reprocessing"; Paris 1972 - NEA 1973, p. 199

Kühn, K.: Asse salt mine, Federal Republic of Germany - operating facility for underground disposal of radioactive wastes.

2nd International symposium on "Underground waste management and artificial recharge"; New Orleans 1973 - reprint Vol. 2, p. 741

Breest, H.-Ch.; Holtzem, H.: Strahlenschutz und Sicherheit bei der Entsorgung der Kerntechnik.

Atomwirtschaft 1975, S. 607 und Jahrbuch der Atomwirtschaft 1976, S. A 39

Breest, H.-Ch.: Radiological safety aspects of nuclear waste management.

IAEA-Regional seminar on "Radiological safety aspects of nuclear industry"; Rome 1975 - to be published by IAEA

Kühn, K.;...: Recent results and developments on the disposal of radioactive wastes in the Asse salt mine.

IAEA/NEA-symposium on "Management of radioactive wastes from the nuclear fuel cycle"; Wien 1976 - to be published

---

*) dort sind weitere Arbeiten zitiert

Hauptthema 6

AUSBILDUNG IM TECHNISCHEN BEREICH

Lenkeit, S.*

AUSBILDUNG UND FACHKUNDE

Zusammenfassung: Die Ausbildung zum Strahlenschutzfachmann kann man in verschiedenen Ebenen betrachten: Techniker, Laborant oder ähnliches, Ingenieur (grad.) sowie Akademiker. Eine Ausbildung zum Strahlenschutztechniker oder -laboranten gibt es nicht. Die unter diesen Bezeichnungen in Kernkraftwerken oder Kernforschungszentren beschäftigten Personen sind meistens auf anderen Gebieten ausgebildete Techniker oder Laboranten, die sich ihre Strahlenschutzkenntnisse während ihrer Tätigkeit angeeignet haben.
Auch bei der Ausbildung der Ingenieure ist es nicht viel anders. Bei den Akademikern ist eine spezielle Strahlenschutzausbildungebenfalls nicht gegeben. Nur an den wenigsten Hochschulen werden spezielle Vorlesungen über den Strahlenschutz abgehalten.
Hiervon gibt es nur zwei Ausnahmen. Dies sind die Strahlenschutzassistentinnen und -assistenten, die in der Gesellschaft für Kernforschung von der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit ausgebildet werden, und die Ausbildungsmöglichkeiten im technischen Gesundheitswesen, wie sie z.B. von der Fachhochschule Gießen angeboten werden.
Die Fachkunde wird sowohl nach der 1. und auch der neuen Strahlenschutzverordnung als auch nach der Röntgenverordnung als Voraussetzung für die Strahlenschutzverantwortlichkeit gefordert. Näher definiert ist sie einstweilen für den nicht medizinischen Bereich nur für die Röntgenverordnung.

Die Berufsausbildung zum Strahlenschutzfachmann kann man in verschiedenen Ebenen betrachten: Der Techniker, Laborant oder ähnliches, der Ingenieur (grad.), der Dipl.-Ing., Dipl.-Phys., Dipl.-Chem. oder eventuell andere Naturwissenschaftler.

Zunächst zur ersten Gruppe, den Technikern, Laboranten und ähnlichen. Eine Ausbildung zum Strahlenschutztechniker, -laboranten usw. gibt es nicht. Die unter diesen Bezeichnungen in Kernkraftwerken oder Kernforschungszentren beschäftigten Personen haben sich ihre Strahlenschutzkenntnisse meistens während ihrer Tätigkeit angeeignet.

*Schule für Kerntechnik, Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe

Dieses Aneignen von Kenntnissen kann natürlich vom Arbeitgeber unterstützt werden. Bei der Gesellschaft für Kernforschung haben die Strahlenschutztechniker- und Laboranten die Möglichkeit, die von der Schule für Kerntechnik öffentlich angebotenen Kurse über Strahlenschutz für Techniker und Laboranten zu besuchen. Daneben werden von der Schule für Kerntechnik auch Kurse zur innerbetrieblichen Fortbildung im Strahlenschutz veranstaltet, die mit der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit abgesprochen sind. Der innerbetriebliche Fortbildungskurs läuft über etwa ein halbes Jahr mit ungefähr vier Unterrichtsstunden pro Woche. Diese lange Zeit ermöglicht eine wesentlich bessere Verarbeitung des angebotenen Stoffes. Die öffentlich ausgeschriebenen Kurse über Strahlenschutz laufen, wie das bei externen Kursteilnehmern nicht anders möglich ist, über zwei Wochen mit täglich sechs bis sieben Unterrichtsstunden. Dieses kompakt angebotene Wissensmaterial ist natürlich jetzt nur noch selektiv zu verarbeiten, d.h. jeder Kursteilnehmer sucht das ihn ansprechende Gebiet heraus. Als Ausbildung eines unerfahrenen Strahlenschutztechnikers sind diese Kurse nicht geeignet. Erfahrene Strahlenschutztechniker werden in diesen Kursen sicher noch einige Anregungen finden. Sinn dieser Kurse ist allerdings nicht die Ausbildung zum Strahlenschutztechniker- und Laboranten, sondern die Vermittlung von Strahlenschutzkenntnissen an Nichtstrahlenschutzfachleute beim Umgang mit radioaktiven Stoffen.

Auch bei der Ausbildung der Ingenieure sieht es nicht viel anders aus, wenn auch hier in einigen Ausbildungsgängen Kernphysik und Kerntechnik einen breiteren Rahmen einnehmen, wie bei der Techniker- und Laborantenausbildung. Das bedeutet, daß sich ein großer Teil der mit Strahlenschutzaufgaben betrauten Ingenieure ihre Strahlenschutzkenntnisse während ihrer Tätigkeit angeeignet haben.

Bei den Akademikern ist eine spezielle Strahlenschutzausbildung nicht gegeben. Allerdings werden bei Diplomarbeiten oder Promotionen, vor allem im Rahmen der Biophysik und der medizinischen Physik, gelegentlich Strahlenschutzprobleme behandelt. Außerdem werden nur an den wenigsten Hochschulen spezielle Vorlesungen über den Strahlenschutz abgehalten.
Ausnahmen bei der Ausbildung gibt es zwei. Die eine ist die Ausbildung zur Strahlenschutzassistentin oder zum Strahlenschutzassistenten, wie sie von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit in der Gesellschaft für Kernforschung durchgeführt wird. Die andere Ausnahme ist die Fortbildung im Fachbereich Technisches Gesundheitswesen, die von der Fachhochschule Gießen angeboten wird.
Die Ausbildung zur Strahlenschutzassistentin war ursprünglich von der Abteilung Strahlenschutz der Gesellschaft für Kernforschung in Karlsruhe eingeführt worden, um ausgebildetes Personal für Strahlenschutzaufgaben zur Verfügung zu haben. Früher deckten die Ausgebildeten gerade den Eigenbedarf der Gesellschaft für Kernforschung. Heute werden mehr ausgebildet, als in der Gesellschaft eingestellt werden können. Nicht nur deshalb laufen Bemühungen, dem Beruf des Strahlenschutzassistenten die staatliche Anerkennung zu verschaffen.
Voraussetzung für diese Ausbildung ist das Abitur oder ein gleichwertiger Bildungsabschluß, gelegentlich auch die mittlere Reife. Die Ausbildungsdauer beträgt zwei Jahre. Die Abschlußprüfung wird durch das Oberschulamt abgenommen.
Der theoretische Teil der Ausbildung umfaßt den Besuch der Gewerbeschule Karlsruhe und von Spezialvorlesungen über Kernstrahlenmeßtechnik und Grundlagen des Strahlenschutzes an der Universität Karlsruhe, weiter die Teilnahme am Kurs über Strahlenschutz, Ergänzungskurs zum Strahlenschutz und am Radioisotopengrundkurs an der Schule für Kerntechnik.

Die praktische Ausbildung findet in den verschiedenen Bereichen der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit und in der nuklearmedizinischen Abteilung einer großen Krankenanstalt statt.
Nach der Ausbildung findet dieser Personenkreis seine Tätigkeit in der Forschung, Kernkraftwerken und auch in Kliniken.
Die zweite Ausnahme ist die Ausbildung an der Fachhochschule Gießen im Fachbereich Technisches Gesundheitswesen. In diesem Bereich werden Studierende in den Fachrichtungen Umwelt- und Hygienetechik, Krankenhausbetriebstechnik und Biomedizinische Technik unterrichtet. In allen drei Richtungen wird stark der Strahlenschutz betont. Die Strahlenschutzlehrveranstaltungen sind in allen drei Richtungen nach dem Grundstudium Pflichtfächer. Der Umfang der Ausbildung im Strahlenschutz und daher auch die Bezeichnung der Veranstaltungen sind natürlich unterschiedlich entsprechend der unterschiedlichen späteren Tätigkeitsbereiche der Ingenieure.
Beim Ingenieur der Fachrichtung Biomedizinische Technik ist der Strahlenschutz nur im Rahmen des Pflichtfaches "Medizinische Strahlenphysik" im Programm. Natürlich stehen ihnen bei Interesse auch die Veranstaltungen der anderen Fachrichtungen offen, aber nicht als Pflichtfach. Seine Aufgabe ist es, die technischen Mittel in der Medizin anzuwenden. Da dies auch ionisierende Strahlungen sein können, wird ihm die nötige Fachkunde, und eben nur diese, während seiner Ausbildung vermittelt.
Ausführlicher ist die Strahlenschutzausbildung des Ingenieurs der Fachrichtung Krankenhausbetriebstechnik. Er hat die Pflichtveranstaltung Strahlenschutz im Krankenhaus zu absolvieren. Später im Beruf wird er u.a. präventiv Strahlenschutz betreiben, aber auch da sein werden, wenn etwas bei der Anwendung von Strahlen nicht ganz glatt gelaufen ist.

Die umfangreichste Ausbildung im Strahlenschutz, also nicht nur im medizinischen Bereich, erhält der Ingenieur der Fachrichtung Umwelt- und Hygienetechnik. Sein Pflichtfach Strahlenhygiene beansprucht natürlich wegen ihres Volumens auch doppelt soviel Zeit. Mit den hier erworbenen Kenntnissen ist er gut ausgerüstet für die Tätigkeit in Aufsichtsbehörden, Meßstelle, TÜV usw.

Fachkunde wird von Personen verlangt, die mit Strahlen umgehen. Diese Personen werden im allgemeinen keine Strahlenschutzfachleute sein, sie brauchen es auch nicht. Ihre Fachausbildung liegt auf anderen Gebieten. Sie bedienen sich der Radioaktivität oder Strahlung als Hilfsquelle zur Lösung anderer Probleme in ihrem Fachgebiet. Sie müssen sich aber über die mögliche Gefährdung durch die Verwendung von Strahlern in ihrem Bereich im klaren sein.
Die Fachkunde wird nach der 1. Strahlenschutzverordnung und Röntgenverordnungim § 3 als Voraussetzung für die Strahlenschutzverantwortlichkeit, nach der neuen Strahlenschutzverordnung zusätzlich auch für den Strahlenschutzbeauftragten verlangt. Während nach der 1. Strahlenschutzverordnung die Fachkunde nicht näher definiert ist, sind für die Röntgenverordnung im nichtmedizinischen Bereich die Kriterien für die Fachkunde in der ersten Bekanntmachung des Bundesministeriums für Arbeit und Soziales und des Bundesministeriums für Jugend, Familie und Gesundheit vom 2.1.1974 zur Durchführung der Röntgenverordnung festgelegt. Im Abschnitt C dieser Bekanntmachung sind die Richtlinien über den Erwerb der Fachkunde und der Kenntnisse im Strahlenschutz nach der Röntgenverordnung niedergelegt. Die Fachkunde ist noch sehr allgemein definiert. Sie wird präzisiert in der Anlage 1 dieses Abschnittes C. In dieser Anlage 1 wird eine thematische Gliederung der Lernziele für Veranstaltungen über den Strahlenschutz beim Betrieb von Röntgeneinrichtungen und Stör-

strahlen wiedergegeben. Über den Kursabschluß und Teilnahmebescheinigung heißt es dann: Eine Prüfung zum Abschluß des Kurses ist bei bestimmten Ausbildungen vorgeschrieben und kann auch auf anderen Gebieten der Anwendung von Röntgengeräten durchgeführt werden. Eine Anwesenheitskontrolle wird in jedem Falle für erforderlich gehalten. In der Praxis sieht es dann so aus, daß nur die Anwesenheitskontrolle durchgeführt wird. Im Bereich der neuen Strahlenschutzverordnung steht die Festlegung der Fachkunde noch aus. Der Arbeitskreis "Ausbildung" des Fachverbandes hat einen Vorschlag der Fachdefinition ausgearbeitet, in dem unter anderem die Fachkunde durch Prüfung zu belegen ist. Begründet wird dies damit, daß einige Kursteilnehmer nur mit der Prüfung vor Augen zur Mitarbeit bewegt werden können, und daß damit ein Ersitzen des Fachkundenachweises wegfällt. Strahlenschutzveranstaltungen für Ingenieure werden ebenfalls an anderen Fachhochschulen angeboten, u.a. auch im Fachbereich Mathematik, Naturwissenschaften und Datenverarbeitung der Fachhochschule Gießen.

Tzschaschel, R. und Heinzelmann, M.+)

DIE STRAHLENSCHUTZAUSBILDUNG UND KENNTNISVERMITTLUNG IN DER KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH

Summary: The Zentralabteilung Strahlenschutz (ZST) is considerably engaged in various activities of health physics training. There are lectures at the Fachhochschule of Aachen, Jülich division, courses held within the KFA, instructions and informations as are prescribed by the law, and exercices in cooperation with services of the Technisches Hilfswerk, (ABC-troops).

Die Ausbildungsaktivitäten der ZST sind, aus historischer Sicht betrachtet, prinzipiell in enger Wechselbeziehung zwischen der KFA und der Fachhochschule Aachen, Abt. Jülich (früher Ingenieurschule Jülich) zu sehen. Während der Jahre 1960 bis 1963 bestand in der ZST eine eigene Ausbildungsgruppe, in welcher insgesamt 251 Personen in 21 Lehrgängen von 1 bis 3 Wochen Dauer im Strahlenschutz ausgebildet wurden. Die Lehrgänge endeten mit einer Prüfung, gelegentlich unter Beisitz des zuständigen Gewerbeaufsichtsamtes und lagen fachkundemäßig auf einem Niveau, welches man heute einem Strahlenschutzverantwortlichen abverlangen muß.

Nach Inbetriebnahme der Ingenieurschule im Jahre 1964 wurden im gegenseitigen Einvernehmen zwischen beiden Institutionen alle offiziellen Lehrgänge wie Strahlenschutzlehrgänge der verschiedensten Art, kerntechnische Grundkurse u.a.m. nur noch in dieser Anstalt durchgeführt. Die ZST und weitere KFA-Institute waren aber von Anfang an maßgeblich mit Dozenten in diesen Lehrgängen vertreten, wie es in Tabelle 1 für die letzten 4 Jahre ausgewiesen ist. Man sieht, daß jetzt die KFA mit 30 % an den Unterrichtsstunden beteiligt ist; etwa 10 % der Gesamtstunden entfallen dabei auf die ZST.

+) Zentralabteilung Strahlenschutz (ZST) der Kernforschungsanlage Jülich GmbH; (vorgetragen von M. Heinzelmann)

Vier Jahre Einsatz von KFA - Dozenten in der Kursstätte der Fachhochschule Aachen, Abtlg. Jülich

	KFA				FHS		Gesamt	
	ZST		sonst. Institute		Aachen / Jülich			
	Stunden	%	Stunden	%	Stunden	%	Stunden	%
1972	70	6,6	104	9,8	886	83,6	1060	100
1973	70	7,5	142	15,0	726	77,5	938	100
1974	96	10,0	200	20,0	698	70,0	994	100
1975	158	10,5	288	19,5	1032	70,0	1478	100

Tabelle 1: Beteiligung der KFA (ZST) an Lehrgängen der FHS

Da jedoch die speziellen Strahlenschutzbelange der KFA aus vielerlei Gründen nicht ausschließlich durch die an der FHS laufenden Kurse abzudecken waren, führte die ZST eigene Ausbildungsveranstaltungen durch und tut dieses auch heute noch. Ein besonderer Schwerpunkt ist hierbei die Vermittlung von Fachkunde an die für die einzelnen KFA-Institute vorgesehenen Strahlenschutzverantwortlichen (SSV). In 2-Wochenkursen mit je 2 Unterrichtsstunden pro Vormittag werden die wichtigsten Probleme in seminaristischer Form abgehandelt, wobei zur Teilnahme an diesen Kursen nur solche Mitarbeiter zugelassen werden, bei denen längere Erfahrungen im Umgang mit radioaktiven Stoffen oder ionisierende Strahlung erzeugenden Anlagen vorliegen. Vor der eigentlichen Bestellung des SSV finden Fachkundegespräche zwischen 2 Vertretern der ZST, dem Sicherheitsbeauftragten, einem Juristen aus der Rechtsabteilung und dem Kandidaten statt, in welchen die allgemeinen und speziellen (Umgangsgenehmigungen u.a.) Aufgaben des künftigen SSV diskutiert werden.

Mit Beginn der Rechtswirksamkeit der Röntgenverordnung (RöV) waren neue SSV nach dieser Verordnung zu bestellen, d.h. es war nach gesetzlichen Bestimmungen nicht zulässig, daß die SSV, die bisher nach der 1.StrlSchV bestellt waren, sozusagen auf die RöV "umgeschrieben" wurden. Es mußte vielmehr ein neuer

Fachkundenachweis erbracht werden, wobei diese Fachkunde nur in einer durch Ministerialerlaß autorisierten Kursstätte erworben werden konnte. In Jülich war dieses wiederum die FHS, in welcher 2 Sonderkurse durchgeführt wurden, wobei allerdings KFA-Dozenten mit 53 % an den Gesamtunterrichtsstunden beteiligt waren. Tabelle 2 zeigt die beiden vorstehend genannten Kurstypen hinsichtlich Stoffplänen und Stundenzahlen.

Lehrgänge für Strahlenschutzverantwortliche (SSV) der KFA

Lehrgänge nach der 1. StrlSchV durchgeführt in der ZST der KFA

Themen	Stunden
Strahlenschutzgesetzgebung, Haftungsfragen und sonstige Rechtsfragen	4
Sicherheitsorganisation, interne Regelungen, Störfälle	4
Strahlendosimetrie u. Strahlungsmeßtechnik	4
Strahlenbiologie, Strahlenschäden	2
Aufnahme radioak. Stoffe in den Körper	2
Personendosisüberwachung bei äußerer und innerer Bestrahlung	2
Radiologischer Umweltschutz (Emissions- und Immissionsüberwachung)	2
Gesamt	20

Sonderlehrgänge nach der RöV durchgeführt in der FHS Aachen/Jülich

Themen	Stunden	
	noch kein SSV	bereits SSV gem. StrlSchV
Grundlagen des Strahlenschutzes (baulich und apparativ)	2	1
Grundlagen der Physik ionisierender Strahlen, Strahlenquellen einschl. Störstrahler	4	1
Dosisbegriffe und Dosimetrie, Meßgeräte und Meßverfahren	2	1
Biologische Strahlenschäden	2	-
Ärztliche Überwachung, Erste Hilfe und Sofortmaßnahmen bei Störfällen	2	1
Rechtsvorschriften und Normen, Aufgaben und Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen	2	2
Prakt. Übungen; Demonstrationen	6	4
Gesamt	20	10

Tabelle 2: SSV-Kurse nach der 1.StrlSchV und nach der RöV

Über diese Kurse hinaus gewährt die ZST sowohl Mitarbeitern der KFA als auch ausländischen Gastmitarbeitern Informationsaufenthalte von einigen Wochen bis zu mehreren Monaten Dauer, um diesen Mitarbeitern Gelegenheit zu geben, in den verschiedenen Gruppen der Abteilung nach ihren eigenen Wünschen eingehendere Kenntnisse zu erwerben.

Wichtig ist, daß all denjenigen Mitarbeitern, welche erstmalig als "sonst tätige Personen" bzw. in Kontrollbereichen tätig werden, vor Aufnahme ihrer Tätigkeit und vor einer Belehrung nach § 41 beider Verordnungen allgemeine Grundkenntnisse im Strahlenschutz vermittelt werden. Hierfür hat die ZST bisher zweimal im Monat eine 1,5-stündige Veranstaltung vorgesehen, an welcher in den letzten 4 Jahren mehr als 700 KFA-Mitarbeiter

teilgenommen haben. Ausländische Mitarbeiter, die unter diesen Personenkreis fallen, die aber die deutsche Sprache nicht hinreichend beherrschen, wurden einzeln in englischer Sprache unterrichtet.

Tabelle 3 gibt für die Jahre 1972 bis 1975 eine zahlenmäßige Zusammenfassung der bisher beschriebenen Ausbildungsaktivitäten.

Anzahl der im Strahlenschutz ausgebildeten KFA-Mitarbeiter von 1972 bis 1975

A1	ZST [1. StrlSchV]			FHS [RöV]	
	Zahl der Kurse	Teilnehmer KFA	Teilnehmer Fremdfirm.	Zahl der Kurse	Teilnehmer
1972	3	40	8		
1973	2	15	4		
1974	1	10	-	2	42 *
1975	2	26	5	-	-
Summe	8	91	17	2	42

A: Strahlenschutzverantwortliche
A1: Kurse
A2: Fachkundegespräche in der ZST

A2	1. StrlSchV	RöV
1972	28	
1973	20	
1974	13	19 (42*)
1975	14	2
Summe	77	21

* siehe Tab. A1

B: Erstbelehrung* für sonst tätige Personen

B	1. StrlSchV Deutsch	1. StrlSchV Englisch (einzeln)	RöV
1972	179	3	
1973	187	2	
1974	208	11	-
1975	160	17	123
Summe	734	34	123

* ab 1976 Teil der Kenntnisvermittlung

Tabelle 3: Strahlenschutzausbildung von KFA-Mitarbeitern von 1972 bis 1975

Über die routinemäßigen Unterweisungen und Belehrungen hinaus werden im Bedarfsfall für die Werksfeuerwehr der KFA und für die Kraftfahrer der Transporte radioaktiver Stoffe Spezialbelehrungen unter Hinzuziehung fachkundigen Personals dieser Institutionen durchgeführt. Veranstaltungen dieser Art finden in der Regel bei den zu Belehrenden großen Anklang, weil oftmals - und ich zitiere hier als besonderes Beispiel das Transportpersonal - erhebliche Unsicherheiten, um nicht zu sagen, Sorgen bestehen, welche Strahlendosen sie bei einem solchen Transport überhaupt bekommen können und vor allem wie sie sich strahlenschutzmäßig bei möglichen Verkehrsunfällen zu verhalten haben.

Seit etwa drei Jahren besteht bei den Institutionen, denen die ABC-Züge des zivilen Bevölkerungsschutzes unterstellt sind, in zunehmenden Maße Interesse an einer strahlenschutzmäßigen Ausbildung ihrer Einheiten. Bis heute wurden an 3 Samstag-Vormittagen Übungen und zwar eine mit dem ABC-Zug Neuß und 2 mit dem ABC-Zug Jülich mit etwa 25 bis 35 Teilnehmern je Übung durchgeführt. Da bereits bei der ersten Übung eine mangelhafte Gerätekenntnis festgestellt wurde - bekanntlich sind die ABC-Einheiten nur mit einfachen Dosisleistungsmeßgeräten ausgerüstet und haben kaum Möglichkeit, mit eigenen Strahlenquellen zu üben - wurde bei den weiteren Übungen und wird auch bei den im Jahre 1976 noch folgenden Übungen der Übungsschwerpunkt auf sichere Handhabung der Geräte und Interpretation der Meßergebnisse gelegt. In der Regel wurde dabei von irgendeiner "Lage" ausgegangen, etwa derart, daß ein verloren gegangener Strahler aufzuspüren, der Kontrollbereich abzugrenzen und anschließend der Strahler zu bergen ist. Es werden prinzipiell genügend Geräte zur Verfügung gestellt, so daß immer nur 2 Mann an einem Gerät arbeiten. Dadurch wurden diese Übungen intensiviert und seitens der Teilnehmer mit großem Interesse aufgenommen.

Bei einer Ausbildungsveranstaltung, die Anfang 1975 in einer Aachener Polizeidienststelle durchgeführt wurde, handelte es sich um eine Strahlenschutzschulung von Polizeibeamten, die an Grenzübergängen radioaktive Transporte zu kontrollieren haben.

Über Einzelheiten der Strahlenschutzausbildung in der ZST informieren die Jahresarbeitsberichte dieser Abteilung ((1)...(6)).

Literatur

Keller,M.; Tzschaschel,R. (Hrsg.)
(1) Jül - 543 - ST (1967) 117
(2) Jül - 603 - ST (1968) 2, 141
(3) Jül - 670 - ST (1969) 129
(4) Jül - 992 - ST (1972) 85
(5) Jül - 1101 - ST (1973) 139
(6) ZST-Bericht No. 213 (1974) 101

Samuel, T. +)

Tonbildschau:

VERHALTEN IM KONTROLLBEREICH

Um die sogenannte "Belehrung" des Fremdpersonals möglichst wirkungsvoll zu gestalten, wurde eine Tonbildschau geschaffen, welche die wichtigsten Hinweise für das Verhalten im Kontrollbereich enthält.

Obwohl Fremdpersonal grundsätzlich nicht alleine im Kontrollbereich eingesetzt wird, ist es notwendig, Erklärungen über die Dosimetrie, die Kontaminationskontrolle, die Schutzkleider, die Spezialwerkzeuge usw. noch vor Arbeitsbeginn zu geben.

Als Ergänzung zur Tonbildschau wird ein Büchlein abgegeben, welches die gleichen Informationen wiederholt, und es erlaubt, die "Ausbildung" zu ergänzen.

Ueber 800 Büchlein wurden schon abgegeben. Eine zweite, verbesserte Auflage ist soeben erschienen. Im Allgemeinen wurde diese "Belehrung" sehr geschätzt, und hat auch dazu beigetragen, dass mehr Verständnis für den Strahlenschutz aufgebracht wird, und somit die Schutzmassnahmen wirkungsvoller sind.

+) Kernkraftwerk Beznau

A N S C H R I F T E N

D E R

A U T O R E N

Anschriften der Autoren

	Seite
Albrecht, E., Dipl.-Ing., Abteilungsleiter, Institut für Tieflagerung der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, Techn. Abteilung, Postfach 406, 3340 Wolfenbüttel	250
Breest, H.C., Dipl.-Phys., Reg.-Dir., Bundesministerium des Innern, Rheindorfer Str. 198, 5300 Bonn	250
Christ, R., Dr. Ing., Abteilungsleiter Entwicklung der Fa.Transnuklear GmbH, Postfach 110030, 6450 Hanau	147
Ehret, R., Dipl.-Phys., ORR, Bundesmnisterium des Innern, Rheindorfer Str. 198, 5300 Bonn	7
Ewen, K., Dr., ORR, Zentralstelle für Sicherheitstechnik,Strahlenschutz und Kerntechnik der Gewerbeaufsicht des Landes NW, Gurlittstr. 53a, 4000 Düsseldorf	42
Friedrich, W. Kernforschungsanlage Jülich/ICH, Postfach 1913, 5170 Jülich	90
Goebel, K., Dr. rer.nat., Health Physics Division, CERN, CH-1211 Genf 23	48
Hagenberg, W., Dr., Leiter Abt. Sicherheit, ALKEM GmbH, 6454 Großauheim/Wolfgang	189
Heinzelmann, M., Dr., KfA Jülich, Zentralabteilung Strahlenschutz, Postfach 1913, 5170 Jülich	273
Herrmann, G., Dr. phil., Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrenn- stoffen mbH, 7514 Eggenstein-Leopoldshafen 2	210
Janett, A., Dipl.-Phys., Schweizerisches Institut für Nuklearforschung, CH-5234 Villigen	66

Seite

Kaul, A., Prof. Dr. phil. nat., 113
Klinikum Steglitz der FU,
Hindenburgdamm 30,
1000 Berlin 45

Knieper, J., 241
Strahlenschutzingenieur, Institut für Chemie der
Kernforschungsanlage Jülich,
Postfach 1913,
5170 Jülich

König, L., Dr., Dipl.-Phys., 231
Leiter Überwachung der ASS, Gesellschaft für
Kernforschung mbH,
Postfach 3640,
7500 Karlsruhe

von Körner, R., 164
Abt. Frachtverkauf-Technik, Deutsche Lufthansa AG,
von Gablenzstr. 2 - 6,
5000 Köln 21

Kossel, F., Prof. Dr. Ing., 29
Bundesgesundheitsamt, Institut für Strahlenhygiene,
Ingolstädter Landstr. 1,
8042 Neuherberg

Laser, M., Dr. Ing., 221
Abteilungsleiter, Institut für Chemische Techno-
logie, Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
Postfach 1913,
5170 Jülich

Lenkeit, S., Dr. rer. nat., 267
Kursleiter, Schule für Kerntechnik der Gesell-
schaft für Kernforschung,
Postfach 3640,
7500 Karlsruhe

Maushart, R., Dr. rer. nat., 122
Prokurist, BF-Vertriebsgesellschaft mbH für
Meßtechnik,
Postfach 410220,
7500 Karlsruhe 41

May, K., 241
Kernforschungsanlage Jülich/ICH,
Postfach 1913,
5170 Jülich

Merz, E., Prof. Dr. rer. nat., 221
Institutsdirektor, Inst. für Chemische Technolo-
gie, Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
Postfach 1913,
5170 Jülich

	Seite
Neumann, W., Dipl.-Ing., ASS, Gesellschaft für Kernforschung mbH, Postfach 3640, 7500 Karlsruhe	231
Oberhausen, E., Prof.Dr.rer.nat.,Dr.med., Leiter der Abt. Nuklearmedizin der Universität des Saarlandes, 6650 Homburg	107
Printz, H., Institut für Chemie der Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Postfach 1913, 5170 Jülich	241
Probst, H., Dipl.-Phys., Institut für Kernphysik der Kernforschungs- anlage Jülich GmbH, Postfach 1913, 5170 Jülich	59
Rausch, L., Prof. Dr. med., Abt. Strahlenbiologie und Strahlenschutz, Zentrum für Radiologie, Klinikum der Universität Gießen, Friedrichstr. 25, 6300 Gießen	1
Riccato, M.T., Dr. rer. nat., Produktionsleiterin, Byk-Mallinckrodt GmbH, Postfach 2060, 6057 Dietzenbach-Steinberg	98
Roedler, H.D., Dr., Klinikum Steglitz der FU, Hindenburgdamm 30, 1000 Berlin 45	113
Rübenberg, P., Dipl.-Ing., Abteilungsleiter, Kernkraftwerk Stade, Postfach 1780, 2160 Stade	205
Samuel, T., Dipl.- Chem., Kernkraftwerk Beznau, CH-5312 Döttingen	278
Sauermann, P.F., Dr. rer. nat., Institut für Chemie der Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Postfach 1913, 5170 Jülich	90 241

Seite

Sauerwein, K., Dr., Dipl.-Phys., 18
Isotopentechnik Dr. Sauerwein GmbH,
Postfach,
4000 Düsseldorf-Eller

Schroeder, H., Dr. rer. nat., 197
Betriebsverwaltung Biblis des RWE,
Postfach 1140,
6843 Biblis 1

Spiess, R., 172
Leiter der EIR-Schule für Strahlenschutz,
Eidgen. Institut für Reaktorforschung,
CH-5303 Würenlingen

Stipanits, P., Dr. phil., 245
Abt. Dekontamination der Kernforschungs-
anlage Jülich GmbH,
Postfach 1913,
5170 Jülich

Tzschaschel, R., Dr., Dipl.-Phys., 273
Bereichsleiter, Zentralabteilung Strahlen-
schutz der Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
Postfach 1913,
5170 Jülich

Vogg, H., Dr., 75
Abteilungsleiter, Laboratorium für Isotopen-
technik der Gesellschaft für Kernforschung,
Postfach 3640,
7500 Karlsruhe

Wachsmann, F., Prof. Dr. Ing., 80
Institut für Strahlenschutz der Gesellschaft
für Strahlen- und Umweltforschung,
Ingolstädter Landstr. 1,
8042 Neuherberg

Wehner, G., Reg.-Dir., 129
Bundesministerium des Innern,
Rheindorfer Str. 198,
5300 Bonn

Werner, K., Dr., Dipl.-Ing., 154
Ltd. Bundesbahndirektor, Bundesbahn-
Zentralamt Minden,
Postfach 2960,
4950 Minden