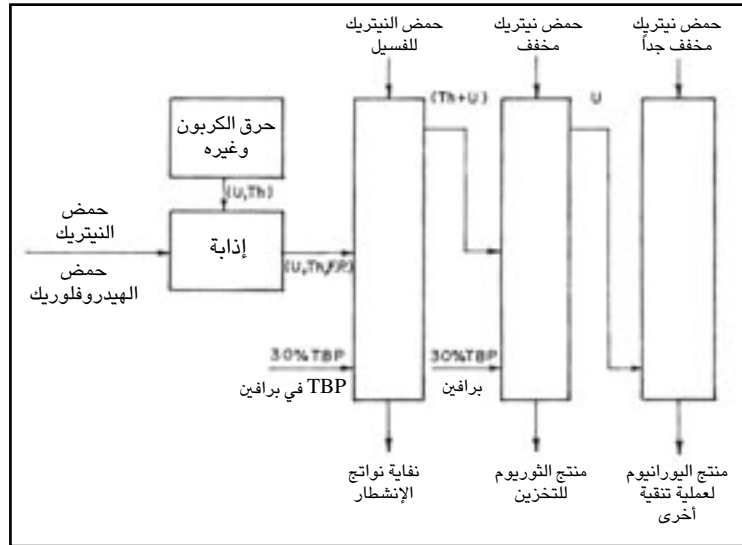


الانشطار. وهذه القضبان تعامل أولاً بمحلول الصودا الكاوية (Caustic Soda) للتخلص من مادة التغليف وهي الألومنيوم. ثم يذاب الثوريوم وأكسيده في حمض النيتريك بتركيز ٨ مول المحتوي على فلوريد الصوديوم بتركيز ٠,٠٥ مول وقليل من نترات الألومنيوم. ويحوي المحلول الناتج مايقارب ٢٠٠ جرام/لتر ثوريوم ومايقارب ٠,٢ جرام/لتر يورانيوم. ويعامل المحلول بثلاثي بيوتيل الفوسفات TBP بتركيز ٥ ٪ للاستخلاص الاختياري لليورانيوم ٢٣٢. ثم يستخلص اليورانيوم من الطبقة العضوية (طبقة TBP) باستخدام محلول مخفف من حمض النيتريك للحصول على تركيز من اليورانيوم يصل إلى ٥ إلى ١٠ جرام/لتر. ويحوي هذا المنتج مايقارب ٢٠ جرام/لتر من الثوريوم وبعض نواتج الانشطار. ولذلك، فإنه يعامل بطريقة التبادل الأيوني لتنقيته.



شكل (٥ - ١): شكل توضيحي لعملية معالجة الثوريوم.

مفاعلات الأبحاث المعتمدة على وقود اليورانيوم ٢٣٣ في الهند

Uranium 233 Based Research Reactors in India

إلى جانب تطوير تقنية تصنيع وقود الثوريوم ومعالجته فإن الهند قد بدأت في البحث في الجوانب الفيزيائية للمفاعلات المعتمدة على نظام وقود اليورانيوم ٢٣٣. وهناك مفاعل أبحاث ذو قدرة صغرية يسمى دورنيم II (DURNIMAI) جُهز في ترومبي في عام ١٩٧٨. ويستخدم هذا المفاعل محلول من نترات اليورانيوم، وقد شغل باستخدام ٥٠٠ جرام فقط من اليورانيوم ٢٣٣. والمفاعل الآخر يسمى كاميني (KAMINI) وتم تشغيله في كالبكام. ويستخدم هذا المفاعل الأخير وقوداً مكوناً من سبيكة المونيوم - يورانيوم، على شكل صفيحة مستطيلة، وقدرة المفاعل ٣٠ كيلو واط. وسوف يستخدم كمصدر نيوتروني للاختبارات غير المتلفة للوقود المشع.

الفصل السادس

الماء الثقيل HEAVY WATER

مقدمة Introduction

للدهيدروجين ثلاثة نظائر أعدادها الكتلية هي ١ و ٢ و ٣. والنظيران الأول والثاني هما نظيران مستقران (غير مشعين)، أما الثالث فهو نشط إشعاعياً. يدعى النظير الثاني ذو العدد الكتلي ٢ بالديوتيريوم (Deuterium)، ويرمز له بالرمز D، والنظير الثالث ذو عدد الكتلة ٣ يعرف بالترتيوم (Tritium)، ويرمز له بالرمز T. ويتكون الماء الطبيعي من الهيدروجين والأكسجين ويرمز له بالرمز H₂O. وإذا حضرنا ماءً من الديوتيريوم بدلاً من الهيدروجين سوف يرمز له بالرمز D₂O ويدعى الماء الثقيل، لأنه مكون من النظير الثاني الأثقل للهيدروجين. والماء الثقيل في الحقيقة أثقل من الماء الطبيعي حيث أن لترا واحداً منه وزن ١,١ كجم مقابل ١ كجم للماء الطبيعي. والخواص الأخرى للماء الثقيل هي درجة التجمد التي تبلغ ٣,٨ درجة مئوية، ودرجة الغليان التي تبلغ ١٠١,٤ درجة مئوية، وتختلف قليلاً عن الماء الطبيعي. إلا أن الماء الثقيل لا يختلف في مظهره عن الماء الطبيعي نظراً لخواصهما الفيزيائية والكيميائية المتشابهة. ويحوي الماء الطبيعي نسبة ضئيلة من الماء الثقيل بتركيز ١٤٥ جزءاً من مليون جزء (ppm)، أي أن مليون لتر من الماء الطبيعي يحوي ١٤٥ لتراً من الماء الثقيل. والهيدروجين في المركبات الطبيعية الأخرى مثل الغاز الطبيعي والبتترول يحوي ١٠٠ إلى ١٢٠ جزءاً من المليون من الديوتيريوم (D). وكما ذكرنا في الفصل الثاني فإن الماء الثقيل مهم في الصناعات النووية لاستخدامه كمهدئ للنيوترونات. فالماء الثقيل المحتوي على ديتريوم بنسبة أكبر من ٩٩,٨٪ يستخدم كمهدئ في المفاعلات التي تستخدم اليورانيوم الطبيعي كوقود. وعلى ذلك فإن إنتاج الماء الثقيل يتطلب إثراء الديوتيريوم من ١٤٥ جزءاً في المليون إلى ٩٩,٨٪ أي بمعامل مقداره ٧٠٠ مرة تقريباً. والفارق في كتلة

الهيدروجين والديوتيريوم كبير (الضعف تقريبا) بدرجة كافية لإحداث تغيرات كيميائية في مركباتهما يمكن استغلالها لإنتاج الماء الثقيل. ومع ذلك فإنه من حيث المبدأ يمكن استغلال عدد من الاتزانات الكيميائية لإنتاج الماء الثقيل، إلا أنه لا يمكن تبنيها من الناحية العملية لأسباب اقتصادية وتقنية.

يتطلب إنتاج الماء الثقيل تقنية معقدة بالإضافة إلى عائق آخر هو كونه مادة استراتيجية جعلت إنتاجه مهمة شاقة للعلماء والمهندسين (في الهند).

وقد بدأ تشغيل أول معمل لإنتاج الماء الثقيل في الهند في نانجال (Nangal) عام ١٩٦٢ م. ولازال إنتاج الماء الثقيل في ذلك المعمل مستمرا حتى بعد ٣٣ سنة من تشغيله. ويعتمد على مزج تقنيتين هما التحليل الكهربائي وتقطير الهيدروجين المسال. وهناك مصانع أخرى تعتمد على عملية تبادل الأمونيا والهيدروجين قد بدأت بالعمل في كل من بارودا (Baroda) وتيوتكورن (Tuticorin) وتالكر (Talcher) وثال (Thal) وهازيरा (Hazira) وهناك مصنعان يعتمدان على تبادل الهيدروجين بالكبريتيد يعملان في كوتا (Kota) ومانيجرو (Manuguru).

عمليات إثراء الديوتيريوم Deuterium Enrichment Processes

إن الاختلافات في الخواص الكيميائية والفيزيائية لمركبات الهيدروجين المحتوية على هيدروجين أو ديوتيريوم هي الأساس الذي تقوم عليه جميع عمليات الإثراء ويستخدم التبادل الكيميائي للديوتيريوم بين طور غازي (بخاري) والطور المائي في عملية الإثراء. وسيتم استعراض الخصائص الهامة لعمليات الإثراء لاحقاً. والماء والهيدروجين المتوافران من الغاز الصناعي المستخدم في مصانع المخصبات الزراعية لإنتاج الأمونيا هما المصدران الرئيسان للديوتيريوم.

تقطير الماء Distillation of Water

يوجد الديوتيريوم في الماء إما على شكل HDO أو D_2O . وعندما يكون محتوى الديوتيريوم في الماء منخفضاً فإنه يوجد بشكل رئيسي بصيغة HDO

وبدرجة غليان ١٠٠,٧ درجة مئوية. ولذا، فإن أبخرة الماء تحوي كمية ديوتيريوم أقل مما يحتويه الماء السائل. ويحوي ماء المحيطات الاستوائية نسبة ٠,١٥٦ ‰ ذرة من الديوتيريوم (أي ١٥٦ جزء من المليون)، في حين يحوي بخار الماء فوق البحار نسبة ديوتيريوم أقل بنسبة ٧ ‰ أي ٠,١٤٦ ذرة في كل مليون. وعندما يكتف بخار الماء جزئياً فإن السائل يكون غنياً بالديوتيريوم. ومعامل فصل الديوتيريوم في عملية تقطير الماء هو ١,٠٥ عند درجة حرارة ٥٠ درجة مئوية و١,٠٢٦ عند درجة حرارة ١٠٠ درجة مئوية. وإنتاج ٩٩,٨ ‰ من الماء الثقيل (D₂O) يتطلب ٧٠٠ مرحلة توازن متضمنة عمليات تبخير وتكثيف. ونظراً لأن محتوى الديوتيريوم منخفض في الماء فإن ٢٠٠ ٠٠٠ لتر ماء تستهلك لإنتاج لتر واحد من الماء الثقيل. ورغم أن العملية مكلفة جداً لكنها بسيطة نسبياً لذلك، فقد تبنتها الولايات المتحدة الأمريكية لإنتاج الماء الثقيل أثناء الحرب العالمية الثانية. وقد أنشئت ثلاثة مصانع بطاقة ١٣,٨ طن/سنة، أنتجت ما يقارب ٢٠,٨ طن من الماء الثقيل بنسبة ٩٩,٨ ‰ قبل أن يتم إغلاقها، ولم ينشأ بعده أي مصنع من هذا النوع. ورغم أن طريقة التقطير تعتبر واحدة من أعلى الطرق لإنتاج الماء الثقيل، إلا أنها اقتصادية لرفع نسبة الإثراء بالماء الثقيل للعينات التي تتضمن نسبة لا بأس بها من الماء الثقيل، ولها الأولوية في كثير من المصانع لكون هذه المصانع المستخدمة للطرق الأخرى تنتج الماء الثقيل بنسبة من ٢ إلى ٤٠ ‰ من D₂O. ورفع النسبة إلى ٩٩,٨ ‰ يتم باستخدام عملية التقطير. وتستعمل عملية التقطير في المرحلة النهائية لإثراء الماء الثقيل في مصانع تالكر وثال وتوتيكورن وكوتا في الهند، وفي أغلب مصانع الماء الثقيل في العالم. كذلك، تستخدم عملية التقطير لإثراء الماء الثقيل المتسرب من نظام المفاعل والمخفف باختلاطه مع الماء العادي. وعلى سبيل المثال، فإنه في محطة الطاقة النووية في راجستان (Rajasthan) فإنه تستخدم عملية التقطير لرفع نسبة الماء الثقيل الذي حصل له تخفيف باختلاطه مع الماء العادي نتيجة للتسرب.

التحليل الكهربائي *Electrolysis*

اقترح كل من وشبورن (E. W. Washburn) وأورى (H. C. Urey) عملية التحليل الكهربائي للماء كأول طريقة لإنتاج الماء الثقيل عام ١٩٣٢م. وقد بني أول مصنع في العالم بواسطة نورسك هيدرو (Norsk Hydro) في النرويج عام ١٩٣٤م. وقد صمم ذلك المصنع لإنتاج ٩٠ ألف طن من الأمونيا في السنة من الهيدروجين الناتج من التحليل الكهربائي بالإضافة إلى ١,٥ طن من الماء الثقيل D_2O في السنة. وخلال الحرب العالمية الثانية أصبح المصنع في أيدي الجيش الألماني، حينما كان العلماء يخططون لزيادة طاقة إنتاج ذلك المصنع إلى ٥ طن في السنة، وذلك بإدخال خطوات التبادل البخاري للهيدروجين، ولكن ذلك لم يتم. وبعد الحرب أعيد فتح المصنع وأدخلت تحسينات عليه للحصول على كفاءة أعلى لاستخلاص الديوتيريوم. وقد أدخلت عملية تقطير الماء في المراحل الأخيرة. وتبلغ قدرة ذلك المصنع في الوقت الحالي ٦,٥ طن في السنة. أما المصنع الآخر الوحيد المستخدم لطريقة التحليل الكهربائي كأحد خطوات إنتاج الماء الثقيل فهو موجود في نانجال في الهند.

ويتم فصل الهيدروجين والديوتيريوم بطريقة التحليل الكهربائي بعدة خطوات كيميائية. والخطوة الرئيسية فيها هي سرعة تحرك أيونات الهيدروجين وببطء تحرر الديوتيريوم عند القطب السالب (المهبط) حسب الاتزان الكيميائي التالي:



وثابت اتزان هذا التفاعل يبلغ ٣,٨ عند درجة حرارة ٢٥ درجة مئوية، وهذا يؤدي إلى تركيز الديوتيريوم في الطور المائي. وحيث أن الاتزان الحركي والحراري لهما علاقة بثابت الاتزان، فهناك عدد من المتغيرات مثل مادة القطب وتصميم الخلية لها تأثير كبير. ولهذا فإن معامل الفصل متغير، حيث أن أعلى

معامل فصل بلغ ١٣,٢ عند درجة حرارة ١٥ درجة مئوية باستخدام مهبط من الحديد. ويقل معامل الفصل عند رفع درجة الحرارة حيث يصل على سبيل المثال إلى ٦,١٠ عند ٢٥ درجة مئوية و ٧,١ عند ٧٥ درجة مئوية. وعلى الرغم من عامل الفصل المرتفع فإن عملية التحليل الكهربائي تتطلب حوالي ٢٢٠ كيلو واط. ساعة من الطاقة لإنتاج جرام واحد من D_2O . ولذا فإن هذه التقنية تكون عملية عند وجود طاقة كهربائية رخيصة. ويوجد فقط دولتان تستخدمان هذه الطريقة للإثراء هما النرويج والهند. وفي مصنع نانجال في الهند الذي تبلغ قدرته ١٤ طن من الماء الثقيل سنوياً، فإن التحليل الكهربائي يستخدم لإنتاج هيدروجين بنسبة ٤٥٠ جزيء من المليون من الديوتيريوم.

ويستهلك التحليل الكهربائي، مثل التقطير، طاقة كبيرة عندما يستخدم لإنتاج الماء الثقيل من الماء العادي. ويكون التحليل الكهربائي اقتصادياً بشكل جيد ويمكن الاعتماد عليه لتركيز ماء ثقيل تكون فيه نسبة الديوتيريوم منخفضة أو لرفع نسبة الماء الثقيل في المفاعلات. وقد استخدم التحليل الكهربائي لرفع كفاءة الماء الثقيل في محطات الطاقة النووية في كل من مدراس و نارورا (Narora). ففي مدراس تم الحصول على معامل فصل ٨ عند درجة حرارة ٤٠ درجة مئوية. وتحتوي تلك المنشأة ١٤ مجموعة، وكل مجموعة تحوي ١٤ مليون خلية تحليل كهربائي، ولها المقدرة على رفع رتبة ٥٢٦ طن من الماء من ٣٠٪ إلى ٩٩,٨٪ من الماء الثقيل سنوياً. والماء المستبعد يحوي ٠,٢٪ من الماء الثقيل. ويعتبر أداء ذلك المصنع مرضياً للغاية.

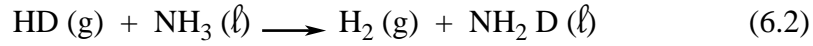
تقطير الهيدروجين *Distillation of Hydrogen*

يتم تحويل غاز الهيدروجين إلى سائل بتكثيفه عند درجة حرارة - ٢٥٢,٧ درجة مئوية. وخلال تقطير هذا السائل فإن الديوتيريوم يزداد تركيزه في الطبقة السائلة ويصل معامل الفصل إلى ١,٥ وبهذا المعامل المرتفع تكون هذه العملية مرغوبة، إلا أنها لا تستخدم بشكل واسع بسبب التعقيدات المتضمنة في

الوصول إلى هذه الدرجة المنخفضة من الحرارة والإبقاء عليها، كما أن التجهيزات لا يعول عليها عند هذه الحرارة المنخفضة. وفي عام ١٩٥٨ م أعلن الاتحاد السوفيتي (سابقاً) تدشين مصنع يعتمد على تقطير الهيدروجين لإنتاج الماء الثقيل وكانت قدرة المصنع ٤ طن سنوياً. وفي السنة نفسها قامت شركتان متخصصتان في هندسة التبريد، واحدة في فرنسا والأخرى في ألمانيا، بتجهيز مصنع لاستخلاص الديوتيريوم من الهيدروجين المنتج أثناء معالجة الغاز الطبيعي. وكانت قدرة المصنعين من طنين إلى ٦ أطنان سنوياً، ولكنهما أغلقا عام ١٩٦٠ م بسبب التكلفة العالية والمشاكل الفنية. وعندما أنشئت محطة ضخمة للمخصبات في نانجال تعتمد على الهيدروجين المحلل كهربائياً، تقرر إنشاء مصنع لإنتاج الماء الثقيل في الموقع نفسه، وقد تم انجازه بواسطة شركة ألمانية تدعى Gessellschaft Fur Lindes Eismaschinen. وكانت قدرة الإنتاج في ذلك المصنع ١٤ طناً سنوياً من الماء الثقيل. وقد تم الانتهاء منه عام ١٩٦٢ م. وفي سنواته الأولى، كان المصنع يعتمد على الهيدروجين المحلل كهربائياً الذي يكون محتوى الديوتيريوم فيه ثلاثة أضعاف المحتوى الطبيعي أي ٤٥٠ جزئ من المليون. يتم ضغط الهيدروجين الناتج عن عملية التحليل الكهربائي وتبريده إلى - ٢٤٥ درجة مئوية بواسطة هيدروجين بارد ويكون في هذه الحالة ذا محتوى منخفض من الديوتيريوم، ويعاد إلى مصنع المخصبات. وتتم عملية التبريد الإضافية والإسالة بواسطة التمدد السريع للغاز المضغوط. ويتم التقطير في أعمدة تقطير خاصة للحصول على ديوتيريوم نقي، تتم مفاعلاته مع الأكسجين لإنتاج الماء الثقيل. وفي الوقت الحاضر، يتم الحصول على الهيدروجين عن طريق إعادة تكوين منتجات بترولية حيث يستخدم الهيدروجين الناتج كمادة أولية في ذلك المصنع المنتج للماء الثقيل الذي يبلغ إنتاجه ٨ طن في السنة.

عملية التبادل بين الأمونيا والهيدروجين *Ammonia-Hydrogen Exchange Process*

عملية التبادل بين الأمونيا NH_3 والهيدروجين H_2 مصممة لاستخلاص الديوتيريوم من الهيدروجين المستخدم لإنتاج المواد المخصبة (السماذ الكيماوي). ونظرا للحاجة لكل من الأمونيا والهيدروجين لهذه العملية فإنه يتم الحصول عليهما من مصنع السماذ. لذلك، فإن مثل هذه المصانع تبني داخل مصانع السماذ. واستخلاص الديوتيريوم من الهيدروجين يتم عن طريق التفاعل الكيميائي التالي:

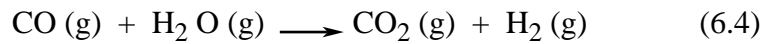


ويزداد معامل الفصل في هذه العملية كلما قلت درجة الحرارة حيث يبلغ ٥,٢ عند درجة حرارة ٢٥ درجة مئوية وضغط هيدروجين يبلغ ٣٥٠ ضغط جوي. ولا يتم تفاعل التبادل المذكور إلا في وجود كمية كافية من عامل مساعد، حيث يستخدم لهذا الغرض أميد البوتاسيوم (KNH_2) المذاب في محلول الأمونيا. ويتطلب ما يقارب ١ إلى ٢ مول في المئة (%) أي ٣٥ إلى ٧٠ جرام من KNH_2 لكل كيلوجرام من الأمونيا ليتم التبادل المؤثر. وقد طورت تقنية هذه العملية في فرنسا، وتم إنشاء وتشغيل مصنع تجريبي يعتمد على هذه التقنية بقدرة ٢٦ طنا من الماء الثقيل سنوياً، وذلك في عام ١٩٦٨ م في مازينجارب (Mazingarbe). وقد استخدم في هذا المصنع برجي تبادل لرفع تركيز الديوتيريوم إلى ١,٣٢٪ في الأمونيا. وتتم عملية التركيز الإضافية للديوتيريوم بتقطير الأمونيا. إلا أن ذلك المصنع قد أغلق بشكل نهائي عام ١٩٧٢ م. وفي عام ١٩٦٩ م، أختبر الدكتور فـكـرام سـرابـاهـي (Dr. Vikram Sarabhai) مدير وكالة الطاقة الذرية الهندية إمكانية قيام مصنع في الهند يعتمد على التقنية الفرنسية وقد وقع عقداً لبناء مصنعين بقدرة ٤٥ طنا في السنة من الماء الثقيل.

وأنشئ مصنعان في بارودا وتوتيكروين بواسطة مجموعة من الشركات

الأوربية المتخصصة في هذا المجال. وقد أطلق على هذه المجموعة من الشركات اسم جيلبرا (GELPRA) وهي اختصار لـ Groupement Eau Lourde Procédé Ammoniac. ويوضح شكل (٦-١) مخططاً للعملية المستخدمة في المصنعين المذكورين. وقد كان مصنع بارودا أول مصنع ضخم تم انشاءه بواسطة جيلبرا. وكان إغلاق مصنع مازينجارب عامل إعاقة. لذلك، عملت التحسينات الضرورية لمصنع بارودا. واستخدمت جميع التحسينات التي أجريت على مصنع بارودا في مصنع توتيكوربي إلا أن مجموعة جيلبرا أوقفت التعاون الفني. ولهذا، فإنه يجب حل عدد من المشكلات بالخبرات المحلية. وقد حصل تأخير كبير في تشغيل المصنع إلا أنه بسبب الخبرة المكتسبة أمكن بناء مصنع بالطريقة نفسها وبقدرة ١١٠ أطنان في السنة في ثال فاشت (Thal-Vaishet) وكان تصميمه محلياً بشكل تام، وقد تم بناء مصنع آخر اعتماداً على التقنية نفسها في هازيرا.

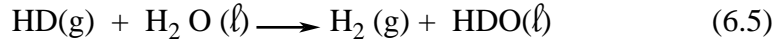
وينتج الهيدورجين المستهلك في مصانع الأسمدة بواسطة معاملة الغاز الطبيعي بضغط زائد من بخار الماء عند حدوث الاتزان الكيميائي التالي:



ويوجد الديوتيريوم في الهيدروجين الناتج على شكل HD. ووجود أميد البوتاسيوم KNH_2 ضروري ليتم تبادل الديوتيريوم بشكل تام. ووجود بعض الشوائب مثل H_2O و CO_2 و CO و O_2 يؤدي لتفاعلها مع الأميد KNH_2 . ولهذا فإنه يجب إزالتها من الهيدروجين قبل إرساله إلى برج التبادل. وبعد إثراء الأمونيا بالديوتيريوم، فإن أميد البوتاسيوم يسترجع ويعاد استخدامه. وقبل إعادة الاستخدام يجب فصل الديوتيريوم عن أميد البوتاسيوم الموجود بشكل KNHD وذلك باستبداله بالهيدروجين. ورغم أن عملية الاستبدال لها معامل

فصل عال، إلا أنها بطيئة حركياً. وهناك أعمدة ذات تصميم خاص تسمح بخلط جيد للغاز مع السائل، ولكنها تتطلب دفع سائل الأمونيا من مستوى في العمود إلى المستوى الذي يليه بواسطة مضخة مغمورة في سائل الأمونيا. وارتفاع برج التبادل هو حوالي ٤٠ متراً، وتزيد سماكة جدران البرج على ٣٢,٥ سم لتحمل الضغط العالي. وللحصول على أفضل أداء فإن نسبة السائل إلى الغاز في أعمدة التبادل يجب أن تكون عند أفضل قيمة لها. وبالإضافة إلى أن طوري البخار والسائل اللازمين يجب أن يكونا بتركيز ديوتيريوم مناسب فإنه يجب أن يوجد عامل تكسير مناسب للأمونيا NH_3 في أحد الأطراف ومولد للنيتروجين والهيدروجين في الطرف الآخر من العمود.

وأحد مشاكل استخدام الغاز الطبيعي كمصدر للهيدروجين هو فقد الديوتيريوم في الطبقة المائية حسب التفاعل التالي:

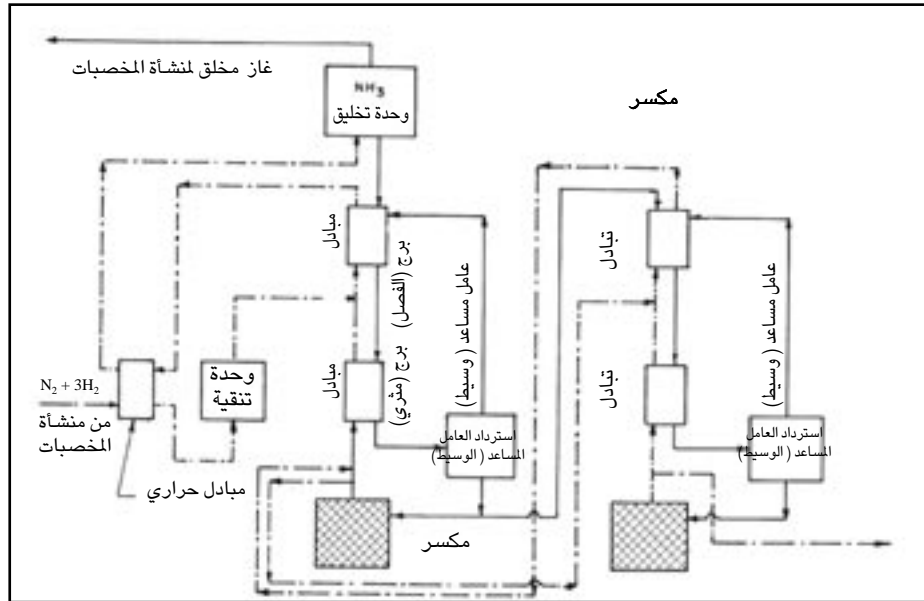


وهذا يقلل من محتوى الديوتيريوم بشكل كبير. فعلى سبيل المثال، فإنه في مصنع بارودا وتوتيكورين، فإن تركيز الديوتيريوم يتناقص من ١٢٦ جزء من المليون في الغاز الطبيعي إلى أقل من ١١٥ جزء من المليون في الهيدروجين. وهذا يقلل من إنتاج الماء الثقيل في تلك المصانع. والغاز الصناعي الممول لمصانع الماء الثقيل يكون عادة عند ضغط أعلى من ٢٥٠ ضغط جوي. وتحت هذه الظروف فإنه من المتوقع أن الهيدروجين المستهلك سيحوي أقل من ١٥ جزءاً من المليون ديوتيريوم. وعلى كل فعند الضغط المنخفض يكون الاسترجاع منخفضاً أيضاً ويصبح محتوى الهيدروجين المستهلك مساوياً ٢٥ إلى ٤٥ جزءاً من المليون من الديوتيريوم.

إن التوقف المفاجئ للطاقة أو لإمدادات الغاز الصناعي ينتج عنه خلط للغاز المثري والغاز المستنفذ، ومن ثم فقدان الإنتاج. وللوصول إلى إثراء بنسبة ٩٩,٨٪ فإن ذلك يتطلب حوالي ٢٠ يوماً من العمل المتواصل، وأي توقف سيؤدي إلى ضرر كبير.

وقد وجد أن إثراء الديتيريوم إلى نسبة ٤٠ ٪ يحتاج ٢-٣ أيام. وعلى ذلك، فإن مصنعا كوتا و توتيكورين ينتجان الماء الثقيل المثرى بنسبة ٤٠ ٪ بواسطة تبادل $NH_3 - H_2$ وبعد ذلك يتم الأثراء بواسطة التقطير الى نسبة ٩٩,٨ ٪.

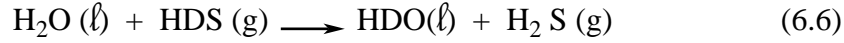
وفي الوقت الحاضر، يوجد لدى الهند أربعة مصانع للإثراء تعمل بهذه الطريقة في بارودا بقدره ٤٥ طن /سنة، وتوتيكورين بقدره ٤٩ طن /سنة، وثال بقدره ١١٠ طن /سنة، وهازيرا بقدره ١١٠ طن /سنة. وتعتبر الهند الدولة الوحيدة في العالم في الوقت الحاضر التي تملك تقنية للإثراء لبناء مصانع ضخمة تعتمد على هذه العملية.



شكل (٦-١): شكل توضيحي لمنشآت الماء الثقيل في بارودا وتوتيكورين.

عملية جيردler سلفايد *Girdler Sulphide Process*

تعتمد هذه العملية على تبادل الديوتيريوم بين الماء وغاز كبريتيد الهيدروجين :



ويبلغ ثابت الإتزان لهذا التفاعل ٢,٣٢ عند درجة حرارة ٣٢ درجة مئوية، كما يبلغ ١,٨٠ عند ١٣٨ درجة مئوية. وقد تم تطوير هذه التقنية في الولايات المتحدة الأمريكية بواسطة ج. س. سبيفاك (J. S. Sapevack) عام ١٩٤٢ م. واعتماداً على ذلك صممت شركة جيردler (Girdler) مصنعاً بقدرة ٤٩٠ طن/سنة في دانا (Dana) عام ١٩٥٢ م. وبني مصنع آخر بقدرة ٤٨٠ طن/سنة عام ١٩٥٢ م بواسطة دو بونت (Du Pont) على نهر السفانا. ولقلة الطلب فقد أغلق مصنع دانا عام ١٩٥٧ م وخفض إنتاج مصنع نهر السفانا إلى ٦٩ طن/سنة. وقد أقامت كندا أول مصنع لها للماء الثقيل وذلك بقدرة ٢٥٠ طن/سنة في جلاسيبي (Glacabay). وقد بدأ الإنتاج في عام ١٩٧٦ م بعد ١٤ سنة من بداية البناء. ومن ثم فقد نجحت كندا في تشغيل مصنع بقدرة ٤٠٠ طن/سنة وأربعة مصانع كل منها بقدرة ٨٠٠ طن في السنة. وينتج في الوقت الحاضر معظم الماء الثقيل في العالم باستخدام هذه العملية.

وهذه العملية مرغوبة جداً لأن تفاعل الاستبدال يمكن أن يتم دون وجود عامل مساعد، إضافة لأن ثابت الاتزان يعتمد بشكل كبير على درجة الحرارة، مما يمكن من استخدام العملية الحرارية الثنائية التي تقلل من الحاجة إلى الخطوات الكيميائية المطلوبة لحصول عملية التقطير في برج الاستبدال. وتستخدم هذه العملية برجين، برج بارد عند درجة حرارة ٣٢ درجة مئوية، وبرج ساخن عند درجة حرارة ١٣٨ درجة مئوية. ويدخل الماء في البرج البارد حيث يلامس كبريتيد الهيدروجين (hydrogen sulphide) الغني بالديوتيريوم والقادم من البرج الساخن، وينتج عن ذلك انتقال الديوتيريوم من الغاز للماء. ويسحب الماء المثرى بالديوتيريوم الخارج من البرج البارد جزئياً

كمنتج ويستخدم الجزء المتبقي كمغذي للبرج الساخن لإثراء كبريتيد الهيدروجين بالديوتيريوم. وفي البرج الساخن، فإن الماء المثرى جزئياً بالديوتيريوم يلامس كبريتيد الهيدروجين المنزوع منه الديوتيريوم والقادم من أعلى البرج البارد وبالتالي فإن الديوتيريوم ينتقل من الماء إلى الطور الغازي. وبالتحكم الملائم لمعدل سريان الماء والغاز في البرجين فإنه من الممكن الحصول على ماء بنسبة ١٥ ٪ ديوتيريوم D_2O كمنتج. وفي هذه العملية يعمل كبريتيد الهيدروجين بشكل رئيس كوسط لفصل الماء الطبيعي إلى قسمين: أ - منتج يحوي ١٥ ٪ ماء ثقيل ؛ ب - نفايات تحوي على مايقرب من ١٢٠ جزء من المليون ماء ثقيل. ويمكن متابعة عملية إثراء المنتج بواسطة تقطير الماء. ويوضح شكل (٦-٢) هذه العملية. ويعمل المصنع عادة عند ضغط حوالي ٢٠ ضغط جوي. وترجع المشكلة الرئيسية في هذه العملية إلى سمية غاز كبريتيد الهيدروجين العالية، وكونه من العوامل التي تسبب التآكل بشدة.

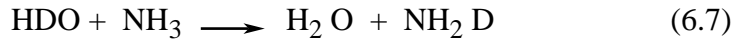
وقد وضعت خطة عام ١٩٦٦ م لإنشاء محطة في الهند تعمل بهذه التقنية قبل عدة أيام من وفاة الدكتور / هومي بهابها (Dr. Homi J. Bhabha) الذي أسس برنامج الطاقة الذرية في الهند. وقد تم بنجاح إنشاء مصنعين بهذه التقنية، الأول بقدرة ٨٥ طن / سنة في كوتا (Kota) والآخر بقدرة ١٨٥ طن / سنة في مانيجور (Manuguru).

العمليات الأخرى Other Processes

لقد اقترحت الكثير من العمليات لإنتاج الماء الثقيل ولكنها لم تستعمل في بناء محطات لإنتاج الماء الثقيل. ولاهتمام الهند بتقنية إنتاج الماء الثقيل فقد استكشفت الهند بعض هذه العمليات وفيما يلي شرح لعمليتين هما:

عملية تبادل الماء والأمونيا *Ammonia Water Exchange Process*

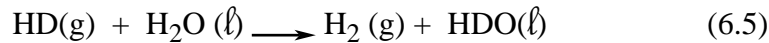
إن سعة إنتاج محطة ماء ثقيل قائمة على تبادل الأمونيا والماء ($\text{NH}_3 - \text{H}_2\text{O}$) محدودة بوجود غاز التوليف. فمحطة أمونيا قدرتها ١٠٠٠ طن يمكن أن تدعم محطة ماء ثقيل بقدرة ٦٥ طناً. وفضلاً عن ذلك، فإن تركيز الديوتيريوم في غاز التوليف هو ١١٠ أجزاء من المليون وهو أقل ١٤٥ جزءاً من المليون الموجود في الماء الطبيعي. ويمكن حل هذه المشكلة إذا طورت طريقة مناسبة لتبادل الماء والأمونيا لإثراء الأمونيا بالديوتيريوم حسب التفاعل التالي:



وعامل الفصل قريب جداً من الواحد الصحيح. لذا، تلزم أبراج فصل ذات كفاءة عالية للإثراء. وقد تمت دراسة العملية على مستوى هندسي في مركز بهابها النووي باستخدام برج تبادل يعمل عند ١٥٠ درجة مئوية وضغط يبلغ ٢٠ ضغطاً جويًا. وكان من الممكن إثراء محتوى الديوتيريوم في الأمونيا من ما يقارب ٤٠ جزء في المليون إلى ١٤٠ جزء في المليون. ويمكن أن تستخدم هذه الأمونيا المثراة لبدء عملية التبادل بين الأمونيا والهيدروجين ($\text{NH}_3 - \text{H}_2$). وبمساعدة هذه الخطوة فإنه يمكن الاستغناء عن مصنع الأسمدة كمصدر للهيدروجين المستخدم كمصدر للديوتيريوم. وقد أقيمت محطة تجريبية لاستطلاع إمكانية استخدام هذه الطريقة في مصنع للماء الثقيل في بارودا. ويتم جمع معلومات عن هذا المصنع التجريبي لاستخدامها في تصميم مصنع أكبر منه يعتمد على هذه العملية.

عملية تبادل الماء والهيدروجين *Water Hydrogen Exchange Process*

ذكر سابقاً أن الديوتيريوم الموجود مع الهيدروجين يمكن أن ينقل إلى الماء وفق المعادلة (٥-٦).

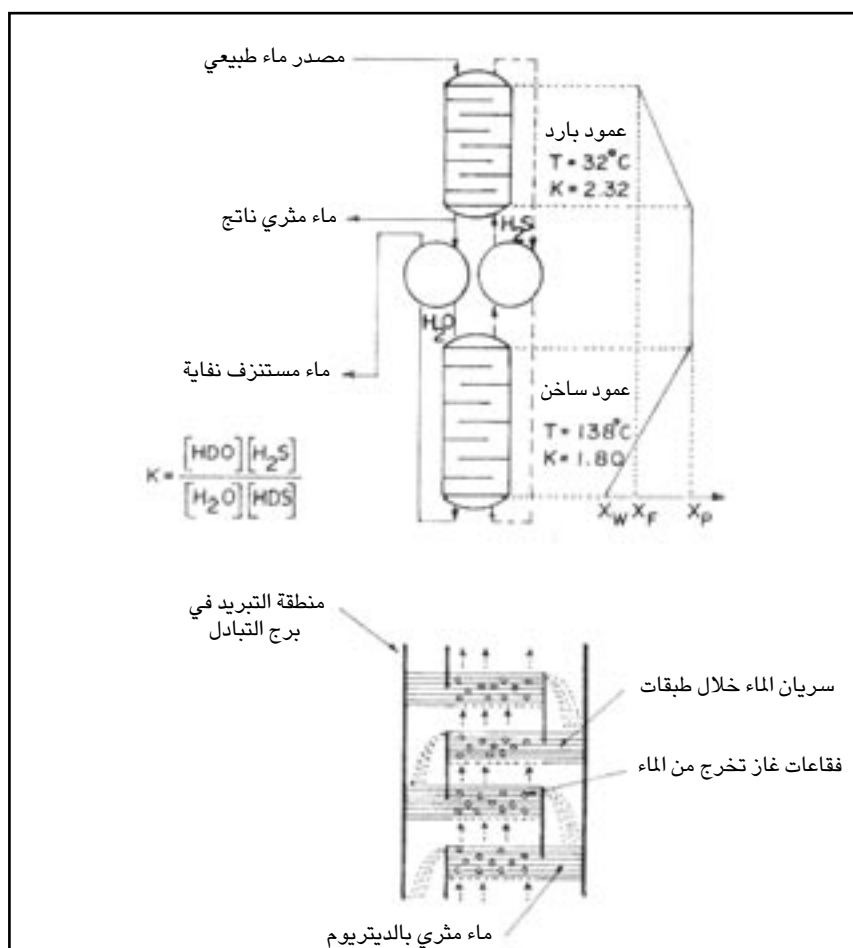


ويبلغ ثابت الاتزان لهذا التفاعل ٢,٥٨ عند ١٠٠ درجة مئوية و ١,٩٩ عند ٢٠٠ درجة مئوية. ويمكن استخدام هذه العملية كأساس لإنتاج الماء الثقيل، إلا أن هذا التفاعل يتطلب عاملاً مساعداً فعالاً جداً. وقد ذكر أن البلاتين المدعم على الفحم وكذلك النيكل المدعم على أكسيد الكروم هما عاملان مساعدان جيدان لهذا التفاعل. وعلى كل، فإن هذه العوامل المساعدة تترطب بالماء فيمتنع الهيدروجين من الوصول إليها. ولهذا فإن هذه العوامل مفيدة فقط في حالة استخدام بخار الماء بدلاً من الماء. ونظراً لأن هذا الأسلوب يستهلك كميات هائلة من الطاقة، فقد بحث استخدام عوامل مساعدة غير محبة للماء في عدد من المختبرات. ففي مركز بهابها أمكن الحصول على نتائج جيدة من دراسة مختبرية على البلاتين مع التفلون، وللنيكل مع السليكون كعوامل مساعدة غير محبة للماء. وهذه العملية لها القدرة على إنتاج الماء الثقيل، وذلك باستخدامها مع التحليل الكهربائي أو بالحصول على الهيدروجين من مصانع الأسمدة.

وفي المفاعلات التي تستخدم الماء الثقيل كمبرد ومهدئ، هناك كمية قليلة من التريتيوم النشط إشعاعياً نتيجة لامتناس النيوترونات بواسطة الديوتيريوم، وأي تسرب للماء الثقيل يؤدي إلى انطلاق التريتيوم في منطقة المفاعل. ولأمان العاملين، فإن هناك كمية من التريتيوم يجب فصلها من ماء التبريد. وقد جرب استخدام طريقة التبادل بين الماء والهيدروجين لفصل التريتيوم من الماء الثقيل، وفق التفاعل التالي:



وفي الدراسات التجريبية فإن ٩٠ ٪ من التريتيوم يمكن أن ينتقل للطور الغازي حتى لو كان تركيز التريتيوم في مستوى جزء في المليون. وهناك منشأة على مستوى هندسي تجريبي بدأت في العمل لتطوير هذه العملية.



شكل (٦-٢): عملية إثراء الماء الثقيل بتبادل الماء وكبريتيد الهيدروجين عند درجتي حرارة مختلفتين.

الفصل السابع

الزركونيوم ZIRCONIUM

مقدمة Introduction

يوجد الزركونيوم بشكل واسع في الطبيعة بوفرة تبلغ ٠,٠٢٨ ٪. ويحتل المرتبة الحادية عشرة بالنسبة لوفرتة حيث يوجد بوفرة أعلى من بعض الفلزات المشهورة مثل النحاس والرصاص والنيكل والزنك. وهناك معدنان رئيسان للزركونيوم هما معدن سيلكات الزركونيوم $(\text{Zr,Hf}) \text{SiO}_4$ (الزركون) وأكسيد الزركونيوم $(\text{Zr,Hf})\text{O}_2$ ، وتستخدم معظم الدول الزركون لانتاج الزركونيوم.

وقد جذب الزركونيوم اهتمام المهندسين عندما كان البحث جارياً عن فلز خفيف شديد القوة ومقاوم للتآكل بشكل كبير. وكان الزركونيوم المنتج في البداية قاسياً وهشاً بسبب وجود بعض الملوثات مثل الأكسجين والنيوتروجين والكربون. وقد أمكن تحضير زركونيوم خالي من هذه الملوثات وذلك عام ١٩٤٩ م بواسطة كل من فان أركل (Van Arkel) و دي بوير (De Boer)، حيث تم تنمية قضبان من بلورات الزركونيوم عالية النقاوة. وقد قررت الولايات المتحدة الأمريكية استخدام ذلك الزركونيوم كمادة لأول مفاعل غواصة حراري (STR). إلا أن أحد المشاكل التي ظهرت تمثلت في أن الزركونيوم له مقطع عرضي كبير للتفاعل مع النيوترونات الحرارية (حوالي ٢ بارن). وقد اكتشف على الفور أن وجود الهافنيوم بتركيز ٠,٥ إلى ٢ ٪ هو المسؤول عن ذلك. ولذلك، طور مختبر معهد أوكرج الوطني طريقة لفصل الفلزين المتشابهين، وبعد الفصل وجد أن الزركونيوم الذي يوجد في صورة عدة نظائر هي ^{90}Zr و ^{94}Zr و ^{93}Zr و ^{92}Zr و ^{91}Zr ، له مقطع عرضي للتفاعل مع النيوترونات الحرارية يبلغ ٠,١٨ بارن. أما الهافنيوم الذي يوجد في صورة عدة نظائر هي ^{176}Hf و ^{177}Hf و ^{178}Hf و ^{179}Hf و ^{180}Hf ، فله مقطع عرضي كبير للتفاعل مع النيوترونات الحرارية يبلغ ١٠٢ بارن. وقد استخدمت قضبان من

بلورات الزركونيوم المحتوية على هافنيوم بتركيز أقل من ١٠٠ جزء في المليون لصناعة المفاعلات الحرارية للغواصات (STR). بعد ذلك، طور المكتب القومي الأمريكي للمقاييس عملية سهلة لإنتاج فلز الزركونيوم تعتمد على الاختزال الحراري للهاليدات. وفي عام ١٩٥٣ م أنتج عدد من سبائك الزركونيوم التي تتميز بقوتها ومقاومتها ومناعتها العالية للتآكل. وكانت بداية تطوير الزركونيوم لغرض تطبيقات المفاعلات، الأمر الذي تطلب فصل الهافنيوم منه. إلا أن التوسع في استخدام الزركونيوم في المصانع الكيميائية والسبائك المقاومة للانصهار حيث لا يلزم فصل الهافنيوم فاق استخداماته في المفاعلات. وهناك عدد قليل من الدول في العالم التي تملك التقنية الخاصة بإنتاج الزركونيوم، وتعتبر الهند إحدى هذه الدول. وفصل الهافنيوم له أهمية خاصة لاستخدامه في قضبان التحكم في المفاعلات النووية.

استخلاص الزركونيوم وفصله عن الهافنيوم

Recovery of Zirconium and its Separation from Hafnium

يعتبر الزركون (سليكات الزركونيوم) المستخلص من رمال الشواطئ بواسطة تقنيات فيزيائية متعددة هو المصدر الرئيس للزركونيوم. ويحتوي الزركون على ٣٣ إلى ٦٥ ٪ من ثاني أكسيد الزركونيوم (ZrO_2) مع نسبة ٥,٥ - ٢ ٪ من ثاني أكسيد الهافنيوم (HfO_2). والزركونيوم فلز مقاوم للانصهار ومفيد في صناعة المسابك الرملية وأدوات الكشط والسيراميك. وتوجد ثلاث طرق لإذابة الزركون هي:

(١) استخدام درجة حرارة عالية لتحويله إلى رابع كلوريد الزركونيوم.

(٢) صهره مع هيدروكسيد الصوديوم.

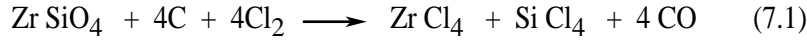
(٣) صهره مع بوتاسيوم سيليكات الفلورايد.

وهذه الطرق الثلاث تشكل المنتج الرئيس النهائي لعمليات فصل الزركونيوم عن الهافنيوم وهي ثلاث عمليات:

- (١) الاستخلاص بالهكسون.
 - (٢) الاستخلاص بالفوسفات ثلاثي البيوتيل (TBP).
 - (٣) التبلور الجزئي لمعقدات الفلوريد.
- وفيما يلي سرد بعض تفاصيل هذه العمليات:

عملية الاستخلاص بالهكسون Hexone Extraction Process

هي الطريقة الأكثر استخداماً لفصل الزركونيوم عن الهافنيوم. وتتم كلورة الزركون في البداية لاستخلاص الزركونيوم وذلك بالصهر القلوي (الصهر مع الفلزات القلوية) ولإتمام عملية الكلورة يخلط الزركون مع الكربون ويتفاعل مع الكلور في فرن مبطن بالكوارتز عند ١٢٠٠ درجة مئوية للحصول على رباعي كلوريد الزركونيوم وفق التفاعل:



وهناك عدد من العناصر الموجودة كشوائب تتحول إلى كلوريدات في هذه العملية. وكلوريد الزركونيوم مادة متطايرة تنبعث من غرفة التفاعل مع كلوريدات الألومنيوم والتيتانيوم والسيلكون والحديد. أما رابع كلوريد الزركونيوم Zr Cl_4 وثالث كلوريد الحديد FeCl_3 فإنهما أقل تطايراً، وتفصل من الكلوريدات الأخرى بالتكثيف عند ١٠٠ درجة مئوية. ويتم فصل ثالث كلوريد الحديد FeCl_3 عن رابع كلوريد الزركونيوم ZrCl_4 باختزاله إلى ثاني كلوريد الحديد FeCl_2 الأقل تطايراً، ويترك رابع كلوريد الزركونيوم ZrCl_4 ليتسامى. وحتى هذه المرحلة فإن الهافنيوم يكون مصاحباً للزركونيوم،

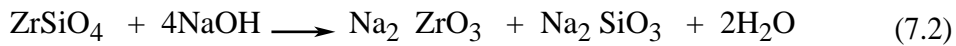
ويتم فصل الهافنيوم عن الزركونيوم بالاستخلاص الانتقائي لمعقد الثيوسيانات للهافنيوم Thiocyanate complex of hafnium.

يذاب رابع كلوريد الزركونيوم والهافنيوم في محلول مخفف من حمض الهيدروكلوريك. ثم يضاف ثيوسيانات الأمونيوم لتكوين معقد الثيوسيانات، الذي يستخلص في أيزوبيوتيل مثيل كيتون (الهكسون) Hexone المحتوي على حمض الثيوسيانيك. ويتم الحصول على معامل فصل يبلغ ٥ لفصل الزركونيوم عن الهافنيوم حيث يتركز الهافنيوم في الطور العضوي. وهكذا، فإن هناك استخلاصاً مفضلاً للهافنيوم في الطور العضوي، وأية كمية من الزركونيوم تستخلص مع الهافنيوم فإنه يتم إرجاعها بواسطة محلول حمض الهيدروكلوريك. ويحتوي الطور المائي على الزركونيوم. بعد ذلك يتم إعادة استخلاص الهافنيوم من الطور العضوي إلى الطور المائي بواسطة محلول مخفف من حمض الكبريتيك. ويتم استخلاص الزركونيوم بترسيبه كهيدروكسيد تحت ظروف محكمة وعناية خاصة. وبعد ذلك يجفف الهيدروكسيد عند ٣٥٠ - ٤٠٠ درجة مئوية للحصول على أكسيد الزركونيوم ZrO_2 . ثم يستخلص حمض الثيوسيانيك المتبقي في الطور المائي بواسطة هكسون نقي لإعادة استخدامه مرة أخرى.

عملية الاستخلاص بواسطة الفوسفات ثلاثي البيوتيل

Tributyl Phosphate Extraction Process

استخدمت هذه العملية حديثاً في الهند لفصل الزركونيوم عن الهافنيوم. والخطوة الرئيسية في هذه العملية هي الصهر الحراري للزركونيوم مع هيدروكسيد الصوديوم عند درجة حرارة ٥٦٥ درجة مئوية حسب المعادلة:

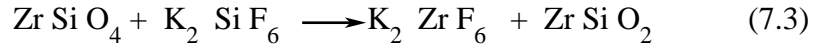


وينصهر هيدروكسيد الصوديوم عند درجة حرارة ٣١٣ درجة مئوية ومن

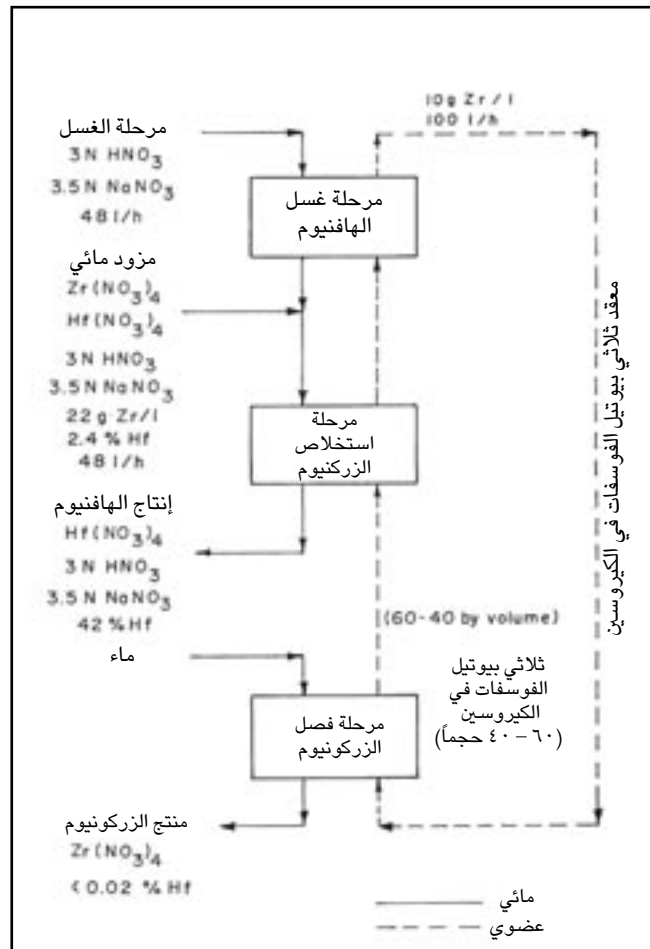
ثم يتفاعل مع الزركونيوم. وسليكات الصوديوم ($\text{Na}_2 \text{Si}_4 \text{O}_3$) ذوابه في الماء ومن ثم يتم التخلص منها، ويذاب المتبقي في حمض النيتريك للحصول على محلول نترات الزركونيوم. ويستخدم ٦٠٪ من الفوسفات ثلاثي بيوتيل (TBP) المذاب في الكيروسين لاستخلاص الزركونيوم والهافنيوم. وتحت ظروف محكمة خاصة فإن معامل الفصل يصل إلى ١٠ حيث يتركز الزركونيوم في الطور العضوي، وأي كمية من الهافنيوم تستخلص في الطور العضوي يتم إعادتها بإضافة محلول مخفف من حمض النيتريك. بعد ذلك يستخلص الزركونيوم من الطبقة العضوية باستخدام محلول مخفف جداً من حمض النيتريك. وهذه العملية موضحة في شكل (٧-١).

عملية التبلور الجزئي *Fractional Crystallisation Process*

يتم في هذه العملية صهر الزركون Zircon مع فلوريد سيليكات البوتاسيوم للحصول على فلوريد بوتاسيوم زركونيوم (Potassium Zirconium Fluoride). (Zirconium Fluoride).



وتتم عملية الصهر عند درجة حرارة تتراوح بين ٦٥٠ و ٧٠٠ درجة مئوية. ويتم إذابة الناتج بمحلول مخفف من حمض الهيدروكلوريك (HCl)، حيث يذوب ملح الزركونيوم وتبقى السيلكا غير الذوابة. وعملية التبلور الجزئي لثنائي الفلوريد هي من أوائل الطرق المطورة لفصل الزركونيوم والهافنيوم. وذوبانية فلوريد البوتاسيوم زركونيوم أقل بكثير من ذوبانية ملح الهافنيوم، ولهذا فإنها تتبلور بسرعة. ويصل معامل الفصل إلى ١,٥٪ في خطوة واحدة عند درجة حرارة الغرفة. ويمكن أن تستخدم إعادة الإذابة والتبلور للحصول على هافنيوم خالي من الزركونيوم. إلا أن هذه العملية لا تطبق في الوقت الحاضر.



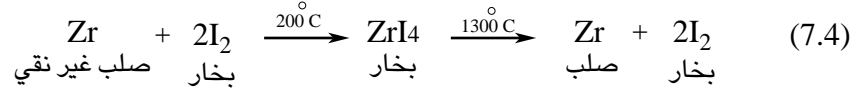
شكل (١-٧): عملية فصل الهافنيوم والزركونيوم بواسطة ثلاثي بيوتيل الفوسفات TBP.

إنتاج فلز الزركونيوم Production of Zirconium Metal

الزركونيوم فلز شديد التفاعل ويقل نشاطه التفاعلي بوجود الأكسجين والنيتروجين والكربون وغيرها من الشوائب. ويتطلب تحضير زركونيوم عالي النقاوة استخدام درجات حرارة عالية وتقنيات تفريغ عالية الجودة. وتستخدم عملية كرول Kroll بشكل رئيس لإنتاج الزركونيوم في أنحاء العالم. وتنتج قضبان بلورات الزركونيوم لبعض التطبيقات الخاصة وتتطلب زركونيوم عالي النقاوة.

قضبان بلورات الزركونيوم Crystal Bar Zirconium

تعتمد هذه العملية على أنه عند درجة حرارة أعلى من ٢٠٠ درجة مئوية، فإن اليود يتفاعل مع الزركونيوم لإنتاج رابع يوديد الزركونيوم Zirconium tetraiodide. وعند درجات حرارة عالية (أعلى من ١٠٠٠ درجة مئوية) فإن رابع يوديد الزركونيوم يتكسر لينتج فلز الزركونيوم واليود حسب المعادلة التالية:



وفي هذه العملية، فإن خام الزركونيوم واليود يوضعان في حاوية مفرغة يتم غلقها ويوجد بداخلها سلك كهربائي من التنجستين لتسخين المحتويات. وتسخن هذه الحاوية لإنتاج يوديد الزركونيوم، الذي ينتقل إلى السلك الساخن حيث يترسب فلز الزركونيوم. ويتفاعل اليود المنطلق مع كميات أخرى من الزركونيوم غير النقي ويكون يوديد الزركونيوم الذي بدوره يتكسر عند سلك التنجستين لينتج الزركونيوم النقي. وبهذه الطريقة فإن كمية كبيرة من الزركونيوم غير النقي تتحول إلى زركونيوم عالي النقاوة حيث يتم إنتاج قضبان من بلورات الزركونيوم ذات قطر ١,٧ بوصة وبطول ٥٠ قدما. وبهذه الطريقة نفسها يتم إنتاج الهافنيوم النقي المستخدم في أعمدة تحكم المفاعلات.

عملية كروول Kroll Process

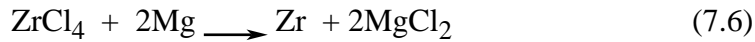
لقد طور كروول (W. J. Kroll) في الولايات المتحدة الأمريكية هذه العملية التي عرفت باسمه لإنتاج التيتانيوم (Titanium). وعدلت لإنتاج الزركونيوم. والخطوات الرئيسية في هذه العملية هي:

- ١- إنتاج رابع كلوريد الزركونيوم.
- ٢- اختزال رابع كلوريد الزركونيوم بواسطة فلز المغنسيوم.
- ٣- التقطير تحت التفريغ للزركونيوم وكلوريد المغنسيوم.
- ٣) الدمج والصهر الكهربائي للفلز.

ولإنتاج رابع كلوريد الزركونيوم، يخلط أكسيد الزركونيوم مع الكربون ومع مادة ربط لإنتاج قوالب صغيرة. تسخن هذه القوالب عند درجة حرارة من ٦٠٠ إلى ٨٠٠ درجة مئوية في تيار من غاز الكلور حيث يتطاير رابع كلوريد الزركونيوم خارجاً كأبخرة وفق المعادلة:



ويتم اختزال رابع كلوريد الزركونيوم بواسطة المغنسيوم في وعاء مفرغ ومحكم الغلق من الفولاذ. وفي هذا الوعاء، فإن أبخرة رابع كلوريد الزركونيوم يتم اختزالها بواسطة المغنسيوم المنصهر عند درجة حرارة ٨٢٥ درجة مئوية لإنتاج فلز الزركونيوم :



ويتم إبقاء أعلى الفرن بارداً لمنع أي فقد لرابع كلوريد الزركونيوم. ويبقى كلوريد المغنسيوم والزركونيوم في قاع بوتقة التفاعل، ويتم فصلهما بواسطة التقطير تحت التفريغ. وتؤخذ البوتقة المحتوية على الزركونيوم (Zr) وكلوريد المغنسيوم (MgCl_2) إلى وحدة التقطير تحت التفريغ وتسخن إلى ٩٠٠ درجة مئوية لإزالة كلوريد المغنسيوم (MgCl_2). وأما الزركونيوم

الإسفنجي المتبقي فإنه يؤخذ ويدمج كسبيكة. ولإعداد السبائك تستخدم عناصر أخرى للسبك، تخلط مع الزركونيوم المتبقي في هذه المرحلة. والسبيكة المصنعة من المتبقي من الزركونيوم يتم صهرها في فرن كهربائي تحت التفريغ للحصول على نقاوة عالية من قضبان الزركونيوم، حيث تستخدم هذه القضبان فيما بعد لإنتاج الأنابيب والتوصيلات والمواد الأخرى المستخدمة في المفاعلات. وفي الوقت الحاضر هناك ما يقارب ٥ طن من سبائك الزركونيوم تنتج سنوياً في مجمع الطاقة النووية في حيدر أباد في الهند وقد زادت السعة للوفاء بمتطلبات سبائك الزركونيوم لمفاعلات الماء الثقيل المضغوط التي تم تشغيلها في الهند.

سبائك الزركونيوم Zirconium Alloys

يكون الزركونيوم سبائك مع عدد من الفلزات مثل Nb و Ni و Fe و Cr و Sn (Al). وتضاف الفلزات للزركونيوم لتحسين خواصه الميكانيكية ومقاومته للتآكل (الصدأ) المتكون بوجود الماء عند درجة حرارة عالية (أعلى من ٣٠٠ درجة مئوية). ويكثر استخدام نوعين من سبائك الزركونيوم تسميان زركالوي ٢ وزركالوي ٤ ومحتوياتهما هي:

زركالوي ٢ (Zircaloy 2): تتكون من زركونيوم وإضافات بسيطة أخرى من الفلزات بالنسب التالية:

٠,٠٥٪ نيكل و ٠,٠٩٪ كروم و ٠,١٤٪ حديد و ١,٥٪ قصدير

زركالوي ٤ (Zircaloy 4): تتكون من الزركونيوم وإضافات بسيطة أخرى من الفلزات بالنسب التالية:

٠,٠٢٪ نيكل و ٠,١٪ كروم و ٠,٢٢٪ حديد و ١,٣٪ قصدير

وهاتان السببكتان لهما صلابة جيدة ومقاومة عالية للتآكل في وجود الماء والبخار لدرجة حرارة تصل إلى ٤٠٠ درجة مئوية. ولهذا فإن الأنابيب

المصنوعة من هذه السبائك تستخدم لتغليف وقود مفاعلات الماء، وكذلك تستخدم كأنابيب ضغط لمفاعلات الماء الثقيل. وهناك أجزاء كثيرة من المفاعلات النووية تصنع باستخدام سبائك الزركونيوم. ومن بين السبائك المذكورتين آنفاً فإن سبيكة زركالوي ٤ مفضلة لكونها أقل ميلاً لامتصاص الهيدروجين الذي يعرف عنه أنه يجعل الفلز هشاً. وتتم المحافظة على سبائك الزركونيوم من التآكل بواسطة طبقة سميكة وملتصقة من الأكسيد الأسود، الذي يتم تكوينه بواسطة تعريض السبيكة لماء عند درجة حرارة عالية جداً. وهناك سبيكة زركونيوم أخرى ذات أهمية تصنع بواسطة إضافة ٢,٥ ٪ من النيوبيوم (Nb) وقد استخدمت هذه السبيكة من الزركونيوم والنيوبيوم (Zr-Nb) لتصنيع أنابيب الضغط لمفاعلات الماء الثقيل. وتستخدم سبيكة الزركونيوم المحتوية على ١ ٪ من النيوبيوم (Nb) بشكل كبير في المفاعلات الروسية لتغليف الوقود.

الفصل الثامن

البريليوم BERYLLIUM

مقدمة Introduction

تعتبر الأحجار الكريمة مثل حجر الزمرد الأخضر الداكن، وحجر الزبرجد الأزرق المخضر، والمرجنت وهو حجر كريم وردي اللون، والهليدور Helidors الذهبي اللون ذات جمال رائع. وجميع هذه الأحجار عبارة عن صنف متبلور بشكل جيد للبريل (Beryl) الذي هو سيليكات البريليوم $3\text{BeO} \cdot \text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 6\text{SiO}_2$. وبلورات البريل عديمة اللون، إلا أن إضافة أية كمية قليلة جداً من العناصر كشوائب تجعلها ملونة. والبريل هو المصدر الأساس للبريليوم، ويوجد عادة كبلورات موشورية الشكل في البجماتيت (Pegmatite)، وهو نوع من أنواع الصوان أو الجرانيت.

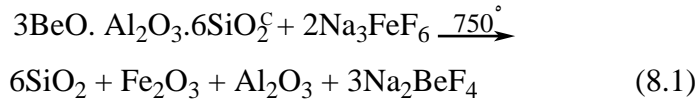
وفي بعض الأحيان تكون هذه البلورات كبيرة إلى حد ما. وقد وجد بلورات ضخمة بطول ٢٨ قدم وبوزن ٦١ طن. ويوجد في الهند البريل مع معادن الكولومبايت Columbite (معدن مؤلف من حديد ونيوبيوم) والتانتاليت Tantalite والميكا Mica. أما البريل من نوع الأحجار الكريمة فقد وجد بشكل رئيس في البرازيل. وتبلغ نسب البريليوم في الأرض ٠.٠٠٥ ٪ فقط، وهي نسبة قليلة جداً لعنصر أخف. والهند لديها ترسبات كبيرة من البريل في بيهار (Bihar) في إقليم راجستان (Rajasthan) وفي أندرا برادش (Andhra Pradesh) وفي التاميل نادو (Tamil Nadu). والدول الأخرى المنتجة للبريل هي البرازيل وجمهورية الاتحاد السوفيتي (سابقاً) والأرجنتين وجنوب أفريقيا وأوغندا ورواندا.

لقد لاحظ هاري (R. J. Hary) عام ١٧٩٨ م أن الخواص الضوئية للزمرد مماثلة لخواص البريل التجاري. وقد أثبت التحليل الكيميائي لهذين الحجرين

بواسطة لويس فاوكولين (NicolosVauquelin) أن المادتين متجانستان وتحويان عنصرا جديدا سمي جلوسينيوم (Glucinium). وقد سمي البريليوم بهذا الاسم عام ١٨٢٨ م بواسطة العالم ووهر (F.Wohler) ، الذي نجح في فصل البريليوم متزامناً مع العالم بوصى (W. Bussy) في فرنسا. وقد تم فصل البريليوم باختزال كلوريد البريليوم بواسطة البوتاسيوم. ويتم الحصول على البريل من مناجم سطحية بالجمع اليدوي، حيث تحوي مئات من أطنان الصخور طناً واحداً فقط من بلورات البريل. وحتى الثلاثينيات من هذا القرن فقد اقتصر الاهتمام بالبريليوم على المختبرات. ولكن اكتشاف النيوترون بواسطة قذف البريليوم بجسيمات ألفا أدى إلى الاهتمام بالبريليوم في العلوم النووية، وبشكل خاص فإن خواصه كمهدئ للنيوترونات جعلته مادة هامة في الصناعات النووية.

استخلاص البريليوم Extraction of Beryllium

البريل معدن ثابت، والخطوة الأولى لاستخلاصه هي تفتيت الخام للحصول على البريليوم. والطريقتان الرئيستان لاستخلاصه هما عمليتا الفلوريد (Fluoride) والكبريتات (Sulphate). وفي عملية الفلوريد، فإن البريل يتفاعل مع الصوديوم فلورو فيرات (Na_3FeF_6) عند درجة حرارة ٧٥٠ درجة مئوية. حسب المعادلة التالية:



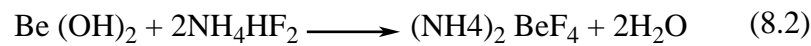
ومن بين نواتج التفاعل، فإن فلوريد البريليوم هو الوحيد الذي يذوب في الماء، ولهذا يستخلص بإذابته في الماء، ثم يعامل المحلول بهيدروكسيد الصوديوم لترسيب هيدروكسيد البريليوم. أما فلوريد الصوديوم المتبقي في المحلول فإنه يتفاعل مع كبريتات الحديد الثلاثي (Firric Sulphate)، وذلك لإعادة تكوين الصوديوم فلورو فيرات (Na_3FeF_6) الذي يستخدم مرة أخرى

للتفاعل مع خام البريل. ويحول هيدروكسيد البريليوم إلى أكسيد البريليوم بالتسخين إلى ٨٠٠ درجة مئوية.

وفي عملية الكبريتات، فإن البريل يسخن إلى ١٦٢٥ درجة مئوية للحصول على مصهور زجاجي. ويغمس هذا المصهور في الماء للحصول على حبيبات دقيقة من البريل التي تذاب في حمض الكبريتيك عند درجة حرارة ٢٠٠ - ٣٠٠ درجة مئوية. ويكون الألومنيوم والبريليوم كبريتات ذوابة ولهذا فإنها تفصل من الخام بإذابتها. ويفصل الألومنيوم بإضافة هيدروكسيد الألومنيوم وتتبلور كبريتات الألومنيوم ألو منيوم (amomonium aluminium sulphate). بعد ذلك يضاف هيدروكسيد الصوديوم لتحويل البريليوم إلى بيرلات الصوديوم (Sodium beryllate)، التي تتحلل بالماء لإنتاج هيدروكسيد البريليوم. وأثناء ترسيب الهيدروكسيد يضاف معادل تعقيد إلى المحلول ليكون معقدات مع النيكل والحديد لمنعهما من الترسيب مع البريليوم. والبريليوم المنتج بهذه الطريقة غير نقي ويحتاج إلى عملية تنقية إضافية بالتبلور الجزئي، بالترسيب ككربونات أو بالاستخلاص بالمذيبات.

تحضير فلز البريليوم وسبائكه: Preparation of Beryllium Metal & Alloys

البريليوم فلز نشط (شديد التفاعل)، ويتطلب اختزال مركباته استخدام عناصر اختزال قوية في جو خامل. واختزال فلوريد البريليوم بواسطة المغنسيوم هي الطريقة العملية الأكثر استخداماً لهذا الغرض. ويتم الحصول على فلوريد البريليوم بتفاعل هيدروكسيد البريليوم مع الألومنيوم ثنائي الفلور حسب المعادلة:



ويعامل معجون الهيدروكسيد بالألمونيوم ثنائي الفلور للحصول على فلوريد الألمونيوم بريليوم، الذي يتبلور خارج المحلول. ويتم الحصول على فلوريد البريليوم اللامائي (Anhydrous beryllium fluoride) بالتكسير الحراري للفلوريد الثنائي. ويتم اختزال فلوريد البريليوم بواسطة المغنسيوم في بوتقة من الجرافيت عند درجة حرارة ١١٠٠ إلى ١٤٠٠ درجة مئوية. وكمية المغنسيوم المضافة لفلوريد البريليوم تبلغ ٧٥ ٪ من الكمية المطلوبة لعملية الاختزال التام. ويبدأ التفاعل عند درجة حرارة ٩٠٠ درجة مئوية، وبشكل تدريجي يتم رفع درجة الحرارة إلى ١٤٠٠ درجة مئوية للحصول على فلز البريليوم. ويتحد فلوريد المغنسيوم وفلوريد البريليوم لتكوين منصهر ذي درجة إنصهار منخفضة مما يسهل الفصل الجيد لفلز البريليوم. بعد ذلك فإن العوامل المساعدة على الصهر تغسل، وتبقى بلورات البريليوم التي تترك لتتصلب.

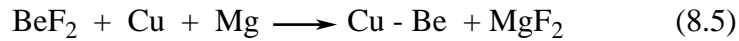
كذلك يمكن إعداد البريليوم بالتحليل الكهربائي لكلوريد البريليوم، حيث يخلط أكسيد البريليوم مع الكربون ويعالج بالكور عند ١٠٠٠ درجة مئوية للحصول على كلوريد البريليوم. ويسهل الضغط العالي لبخار كلوريد البريليوم تبخره من وسط التفاعل. ويتم تكثيفه بمكثف ويحفظ عند درجة أقل من ٤٠٠ درجة مئوية:



ويتم التحليل الكهربائي في وعاء من فولاذ النيكل، الذي يعمل أيضاً كقطب سالب، ويعمل الجرافيت كقطب موجب. ويخلط كلوريد البريليوم مع كلوريد الصوديوم للحصول على إلكتروليت (Electrolyte) يذوب عند ٣٧٠ درجة مئوية. وينتج التحليل الكهربائي رقائق من البريليوم يتم تنقيتها بالإذابة تحت التفريغ الجوي.

والبريليوم فلز رمادي يشبه الفولاذ، ودرجة إنصهاره ١٢٧٨ درجة مئوية. وهو العنصر الخفيف المستقر الوحيد المتميز بارتفاع درجة انصهاره. وتتم صناعة البريليوم بأشكال مختلفة بطرق تعدين المساحيق، أي سحق البريليوم ومن ثم تعدينه حسب الشكل المرغوب. أما عملية صهره وسبكه فإنها عادة تعطي فلزا ذا حبيبات كبيرة متباينة الخواص والتركيب، ولا تعطي خواص فلزية جيدة. ولهذا فإن قوالب البريليوم الناتجة بعد الصهر تقطع إلى قطع صغيرة وتطحن إلى بودرة دقيقة قابلة لعمليات التعدين.

وأحد الاستخدامات الرئيسة للبريليوم هو استخدامه كسبيكة من البريليوم والنحاس، حيث يختزل البريليوم بالمغنسيوم في وجود النحاس حسب التفاعل:



وتعد سبيكة البريليوم المحتوية على ٨ ٪ نحاس بهذه الطريقة. وتستخدم هذه الطريقة أيضاً لإنتاج سبائك ذات محتوى من البريليوم وفقاً للطلب. وقد استخدمت عملية اختزال أكسيد البريليوم بواسطة الكربون في وجود النحاس لإنتاج سبيكة من البريليوم والنحاس. ويجب أن يتم هذا التفاعل عند درجة حرارة ٢٠٠٠ درجة مئوية.

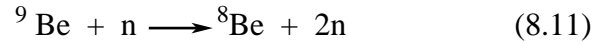
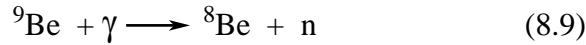
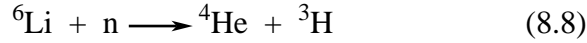
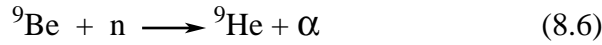
استخدامات البريليوم وسبائكه Uses of Beryllium Alloys

استخداماته في الأنظمة النووية Use in Nuclear Systems

لفلز البريليوم مقطع عرضي صغير للغاية لامتصاص النيوترونات الحرارية (٠,٠٠٩٥ بارن) بالمقارنة بجميع الفلزات الأخرى. والخاصية الأخرى للبريليوم هي تميزه بمقطع عرضي كبير لانعكاس النيوترونات. وهو مهدئ للنيوترونات وله درجة إنصهار عالية. ويتميز البريليوم بالمتانة مما جعله مهدئاً وعاكساً جيداً للنيوترونات. وينحصر استخدام البريليوم في مفاعلات خاصة بسبب غلاء ثمنه. وقد استخدم فلز البريليوم وأكسيد البريليوم كمواد لإنشاء

وعاكس في مفاعل اختبار المواد والمفاعل الهندسي التجريبي والمفاعل التجريبي المتقدم والمفاعل المولد التجريبي - ٢ في الولايات المتحدة الأمريكية. وفي الهند استخدم أكسيد البريليوم كمهدئ لمفاعل اليورانيوم ٢٣٣ كامني (KAMINI). وكثير من مكونات التجهيزات في أبحاث النيوترونات مصنوعة من البريليوم أو أكسيد البريليوم. ويستخدم البريليوم أيضاً لإنتاج مصادر النيوترونات اللازمة لبدء تشغيل المفاعلات وكذلك للأبحاث. وفضلاً عن المصادر النيوترونية المعتمدة على التفاعل (α, n) (ألفا، نيوترون) يمكن عمل مصادر تعتمد على التفاعل (γ, n) (جاما، نيوترون). ومعظم هذه المصادر هي من الأنواع $(^{239}\text{Pu} - ^9\text{Be})$ و $(^{124}\text{Sb} - ^9\text{Be})$.

وعند استخدام البريليوم كمهدئ للنيوترونات أو كعاكس لها في المفاعلات النووية فإن البريليوم يخضع للتفاعلات النووية التالية:



تطبيقات البريليوم في الصناعات الأخرى

Applications in other Industries

البريليوم هو أخف مواد البناء حيث أن كثافته هي ثلث كثافة الألمونيوم. وهو العنصر الخفيف الوحيد الذي يمتاز بالثبات حيث أن درجة انصهاره عالية. وحتى البريليوم الساخن المحمر لا يتفاعل مع الهواء أو البخار، حيث أنه محمي

بطبقة من أكسيد البريليوم تمنعه من التفاعل. وللبريليوم خاصية توصيل كهربائي جيدة، وسعة حرارية عالية، وتوصيلية حرارية عالية. وله خواص ميكانيكية جيدة عند رفع درجة حرارته. ومعامل مرونته أعلى بنسبة ١ : ٣ عنها في الفولاذ. وللبريليوم أيضاً تطبيقات في علوم الفضاء. ولإمكانية تصنيع البريليوم بشكل دقيق وأبعاد ثابتة، فقد أدى ذلك إلى استخدامه بشكل كبير في أنظمة القيادة وأجهزة التحكم الملاحية مثل الجيرسكوب (أداة لتحديد الاتجاه) والمسرعات. ويوفر البريليوم في تطبيقات الفضاء ٦٠ ٪ من الوزن مقارنة بالمواد الأخرى. ولهذا فإنه يستخدم لصناعة أجزاء كثيرة من الصواريخ ومركبات الفضاء والطائرات العسكرية. وللبريليوم خواص حرارية ممتازة تجعله مادة جيدة لتصنيع اسطوانات مكابح الطائرات العسكرية. ولكون البريليوم من العناصر الخفيفة فإنه ينفذ أشعة أكس بشكل فعال أكثر ١٧ مرة من الألومنيوم، ولذا يستخدم بشكل كبير في تصنيع نوافذ أنابيب الأشعة السينية لإنفاذ هذه الأشعة وإيقاف الإلكترونات. ويبقى السطح المصقول من البريليوم لامعاً لعدة سنوات، ولهذا يستخدم لصنع مرايا خاصة لتطبيقات الفضاء. ويستخدم البريليوم أيضاً كحاجز حراري في رحلات عتارد الفضائية وفي أجزاء مقصورة الركاب للعديد من المركبات الفضائية.

وفي الصناعات التقليدية يستخدم البريليوم كسبيكة، ومن بين السبائك المختلفة: فإن سبائك البريليوم - النحاس هي الأكثر استخداماً. حيث أن إضافة كمية قليلة من البريليوم للنحاس تعطيه صلابة قوية. وهناك سبائك ذات تركيز عال من البريليوم مثل السبيكة - ٢٥ التي تحوي ٢ ٪ بريليوم و ٣,٠ ٪ كوبلت. وتتميز هذه السبيكة بمتانة عالية ولها استخدامات واسعة خصوصاً في "النوابض متناهية الدقة (Precision Springs)". وصلابة سبيكة البريليوم - النحاس جعلتها أيضاً ذات أهمية في صناعة بعض الأدوات في المصافي ومصانع المتفجرت، التي تشكل فيها أي شرارة خطورة بالغة، حيث أن الأدوات

المصنوعة من سبائك البريليوم - النحاس لا تحدث أي شرر. وسبائك البريليوم من نوع 50C تحوي ٠,٦ ٪ من البريليوم و ١,٦ ٪ من الكوبلت، ولها خاصيتا توصيل كهربائي وحراري جيدتان. لذلك، تستخدم في صناعة الإلكترونيات وكذلك في التطبيقات والتجهيزات الآلية. ويمكن استخدام البريليوم لتكوين سبيكة المغنسيوم لتقليل سرعة اشتعاله. كذلك، فإن فقدان الفضة لبريقها يمكن أن يعالج بصنع سبيكة من الفضة يدخل فيها البريليوم. ولدى الهند محطة تجريبية لإنتاج ١٠ طن سنوياً من سبيكة البريليوم - النحاس لاستخدامها في تطبيقات مختلفة.

ولأكسيد البريليوم خواص ممتازة كمادة مقاومة للانصهار ويستخدم في تطبيقات خاصة مثل شموع الاحتراق في الطائرات وفي عمل الرادارات. وأكسيد البريليوم مادة ثابتة غير منصهرة ويمكن استخدامه كبوتقة لاحتواء الفلزات النشطة.

جوانب الصحة والسلامة Health and Safety Aspects

الكثير من مركبات البريليوم مثل أكسيد البريليوم وفلوريد البريليوم مركبات ذوات سمية عالية، ويتطلب التعامل معها الحذر والحيلة. وملامسة مثل هذه المواد قد ينتج عنها التهاب الجلد. واستنشاق البريليوم يؤدي إلى أعراض مشابهة لأعراض استنشاق غاز الفوسجين السام (Phosgene). ولهذا فإن جميع العمليات المتضمنة لعنصر البريليوم يجب أن تتم في مناطق تهوية خاصة ومحكمة الغلق. والحد الأعلى لتركيز البريليوم في الهواء يجب أن لا يتجاوز ٢ ميكروجرام لكل متر مكعب من الهواء.

مراجع ذات صلة بالكتاب

1. The nature of matter, G. Amaldi, The Univ. of Chicago Press, Chicago (1961).
2. The atom and its nucleus, G. Gamow, Jaico Publishing House, Bombay (1961).
3. Introduction to nuclear physics and chemistry, B. G. Harvey, Prentice Hall of India Pvt. Ltd, N. Delhi (1965).
4. The world of the atom, H.A. Boorse, 1. Motz., Vol. 1 and 2, Basic Book Inc. New York (1966).
5. Nuclear physics, Y.M. Shirokov, N.P. Yudin, VoU and 2, Mir Publishers, Moscow (1982).
6. Nuclear chemistry - theory and applications, G.R. Choppin, J. Rydberg, Pergamon Press, Oxford (1980).
7. Perspectives of modern physics, A. Beiser, McGraw Hill Kogakusha Ltd., Tokyo (1969).
8. Source book of atomic energy, S. Glasstone, Van Nostrand Reinhold Co., New York (1967)
9. A guide to nuclear reactors, A.V. Nero Jr., University of California Press, Berkley (1979).
10. A Guide to nuclear power technology, F.J. Rahn, A.G. Adamantiades, J .E. Kenton, C. Braun, John Wiley & Sons, New York (1984).
11. Nuclear energy : a sensible alternative, K.O. Olt, B.I. Spinard, Plenum Press, New York (1985).
12. The necessity of nuclear power, G. Greenhalgh, Graham and Totman Ltd., London (1980).
13. Nuclear power in perspective, E. Addinal, H. Ellington, Kogan Press, London (1982).

- 14.** Energy or extinction? The case for nuclear energy, Fred Hoyle, Heinmen, London (1979).
- 15.** Health hazards of not going nuclear, R. Beckman, The Golden Press, Boul der (1976).
- 16.** Man and atom, G.T. Seaborg, W.R. Corliss, E.P. Dutton and Co, New York (1971).
- 17.** Nuclear energy technology, R.A. Knief, Hemisphere Pub. Co, Washington (1981).
- 18.** Nuclear power technology: W. Marshall, 3 Volumes, Oarendon Press, Oxford (1983).
- 19.** Energy handbook, R.L. Loftness, Van Nostrand Reinhold Co., New York (1978).
- 20.** Energy technology handbook, D.M. Considine, McGraw Hill Book Co, New York (1977).
- 21.** McGraw Hill encyclopedia of energy, D.N. Lapedes, McGraw Hill Book Co, New York (1971).
- 22.** Energy in a finite world, W. Hafele, Ballinger Pub. Co., Cambridge (1981).
- 23.** Nuclear power - policy and prospects, P .M.S. Jones (Ed.), John Wiley & Sons, Chichester (1987).
- 24.** The nuclear age, Jacques Leclercq, Sodel (1986).
- 25.** The chemistry of actinide elements. J.J. Katz, G.T. Seaborg, L.R. Morss, Chapman Hill, London (1986).
- 26.** Handbook of Physics and Chemistry of Actinides, Vol. 1 & 2 : A.J. Freeman, O.H. Lander (Ed.), Vol. 3 : A.J. Freeman, C. Keller (Ed.), North Holland, Amsterdam (1984).
- 27.** Chemistry in Nuclear Technology, S. Peterson, R. Wymer, Addison Wesley Pub. Co. Inc. Reading (1963).

- 28.** Nuclear Materials by H.N. Sethna, R.K. Garg, Chem Tech. I, Indian Institute of Technology, Madras (1975).
- 29.** Materials in nuclear energy applications, Vols. I & II, C.K. Gupta, CRC Press Inc., USA (1989)
- 30.** Nuclear reactor materials, C.O. Smith, Addison Wesley & Co., Reading (1967).
- 31.** Materials for nuclear reactors, B. Kopelman, McGraw Hill Book Co. Inc., New York (1959).
- 32.** Metallurgy in nuclear power technology, J.C. Wright, ILIFFE Book Ltd., London (1962) ...
- 33.** Nuclear engineering materials, V. Gerasimov, A. Monokhov, Mir Publishers, Moscow (1983).
- 34.** Physics and technology of nuclear materials, Ioan Ursu, Pergamon Press, Oxford (1985) ..
- 35.** The chemistry of uranium, E.H.P. CordfWlke, Elsevier Pub. Co., Amsterdam (1969).
- 36.** Uranium ore processing, J.W. Oegg, D.D. Foley, Addison Wesley & Co., Reading (1958).
- 37.** Uranium, J.H. Gittus, Butterworth, Lodon (1963).
- 38.** Extractive metallurgy of uranium, R.c. 'v1errit, United States Atomic Energy Conunision (1971).
- 39.** Uranium and thorium, L. Grainger, Gl:orge Newness Ltd., London (1958).
- 40.** Thorium production technology, F.L. Cuthbert, Addison Wesley & Co., Massachusetts (1958).
- 41.** Thorium production and properties, JF Smith, Iowa State Univ. Press, Ames (1975).

- 42.** Extraction and metallurgy of uranium, thorium and beryllium, R.G. Bellamy, N.A. Hill, Macmillan, New York (1963).
- 43.** Nuclear chemical engineering, M. Benedict, T.H. Pigford, H.W. Levi, McGraw Hill Book Co., New York (1981).
- 44.** Engineering for nuclear fuel reprocessing, J.R. Long, Gordon and Breach, New York (1967).
- 45.** Reactor Handbook, Vol. I : Materials, C.R. Tipton Jr (Ed.), Interscience Publishers Inc., New York (1960).
- 46.** Reactor Handbook Vol. II: Fuel Reprocessing, S.M. Stoller, R.B. Richards (Ed.) Interscience Publishing Inc., N.Y. (1960).
- 47.** Nuclear reactor materials and applications, Benjamin M. Ma., Van Nostrand Reinhold Co., New York (1983).
- 48.** Nuclear fuel elements, B.R.T. Frost, Pergamon Press, Oxford (1982).
- 49.** Nuclear fuel elements, H.H. Hausner, J.F. Schumar, Reinhold Pub Co., New York (1959).
- 50.** Nuclear fuel elements - metallurgy and fabrication, A.R. Kaufman (Ed.), Interscience Publishers, New York (1962).
- 51.** Metallurgy of nuclear fuel: Properties and principles of technology of uranium, thorium and plutonium, V.S. Yemelyanov, A.I. Yevstyukhin, Pergamon Press, Oxford, (1969).
- 52.** Fundamental aspects of nuclear reactor fuel elements, D.R. Olander: TID -26711 (1976).
- 53.** The metal plutonium, A.S. Coffmbeny, W.N. Miner, University of Chicago Press, Chicago (1961.).
- 54.** The chemistry of plutonium, I.M. Cleveland, Gordon Breach, New York (1967).

- 55.** Plutonium: A general survey, M. Taube, Verlag Chemie, Weinheim (1974)
- 56.** Plutonium Handbook-A guide to technology Vol: 1 and 2, O.I. Wick (Ed.), Gordon Breach, New York (1967)
- 57.** The metallurgy of plutonium, A.N. Vol'skiv, Ya M. Sterlin, Israel Programme for scientific translation, Ierusalem, (1970).
- 58.** The chemistry of transuranium elements, C. Keller, Verlag Chemie, Weinheim (1971).
- 59.** Transplutonium elements - Production and recovery, J.D. Navratil, W.W. Schulz, ACS Symposium series 161, American chemical society, Washington (1981).
- 60.** The theory of isotope separation, K. Cohen, McGraw Hill, New York (1951).
- 61.** Separation of isotopes, H. London, Newness, London (1963).
- 62.** Isotope separation, S. Villani, American Nuclear Society, La Grange Park (1976).
- 63.** Uranium enrichment, S. Villani (Ed.) Topics in applied physics, Vol. 35, Springer Verlag, New York (1979).
- 64.** Uranium enrichment by gas centrifuges, D.G. Avery, E. Davies, Mills and Boon, London (1973).
- 65.** Isotopes in the atomic age, H.I. Amikar, Wiley Eastern Ltd., New Delhi (1989).
- 66.** Production of heavy water, G.M. Murphy (Ed.), McGraw Hill, New York (1955).
- 67.** Production of heavy water, E.W. Becker, International Atomic Energy Agency, Vienna (1961).
- 68.** The metallurgy of zirconium, B. Lustman, F. Kerze Ir., McGraw Hill, New York (1955).
- 69.** Zirconium in nuclear industry, A.L. Lowe, G.W. Peny (Ed.), Special

technical publication 633. American society for testing of materials, Philadelphia (1977).

70. The metallurgy of zirconium D.L. Douglas, International Atomic Energy Agency, Vienna (1971) ..

71. History of the development of zirconium alloys for use in nuclear reactors, H.Rickover, L.D, Geiger, B. Lustman, USERDA report TID-26740 (1975).

72. Zirconium in nuclear industry, D.G. Franklin (Ed.), American society for testing of materials, Philadelphia (1982).

73. The chemistry of beryllium, D.A. Everest, Topics in inorganic and general chemistry Volume VI, Elsevier, Amsterdam (1964).

نبذة تعريفية بالمؤلف

إنضم الدكتور: د. سوود إلى قسم الكيمياء الإشعاعية في مومباي سنة ١٩٥٩م، وذلك بعد أن أنهى بنجاح عاماً من التدريب في BARC. ومنذ ذلك الحين وهو يعمل بنشاط في مجال الدراسات المختلفة المتعلقة بالوقود النووي. ويعد الدكتور سوود من ذوي الخبرة في المواد النووية وبشكل خاص في مجال تعدين وكيمياء البلوتونيوم والأكتينيدات الأخرى، وكذلك في مجال الوقود النووي المعتمد على البلوتونيوم. وخلال عام ١٩٦٦م كان الدكتور سوود يدرس موضوع الانتشار الأيوني الموجب لأكسيدي اليورانيوم والثوريوم، وكان ذلك في إمبيريال كولج للعلوم والتقنية في لندن. كما عمل أيضاً على أحد المفاعلات النووية في معامل أوكريديج الوطنية في أمريكا في الفترة ١٩٧٠-١٩٧٢م. لديه أكثر من ١٥٠ ورقة علمية، و ٢٥ تقريراً فنياً. وقد حصل ١٥ طالباً على درجة الدكتوراة تحت إشرافه. الدكتور سوود أيضاً هو عضو إحدى المجموعات الاستشارية في الوكالة الدولية للطاقة الذرية في فيينا. كما لديه عضوية في عدد من الهيئات العلمية. وعمل مديراً لمجموعة الكيمياء الإشعاعية والنظائر في BARC، إضافة إلى عمله كرئيس للهيئة الهندية للكيميائيين النوويين والعلماء المتحالفين (IANCAS)، والهيئة الوطنية للتطبيقات الصناعية للإشعاع والنظائر المشعة (NAARRI). ألّف الدكتور سوود كتابين آخرين هما: "مبادئ الكيمياء الإشعاعية" و "تجارب في الكيمياء الإشعاعية". كما قام بمراجعة عدد من كتب بحوث المؤتمرات، من بينها: NUCAR 93 و NUCAR 95 و THERMANS 95 و RON-BEC 100، إضافة إلى مراجعته كتاباً بعنوان "مستجدات في الكيمياء النووية".