

تعیین و شناسایی مجتمع های سوخت صدمه دیده توسط برناپ سوخت در نیروگاه های اتمی WWER-1000 مدل PWR

- * عظیم اسمی زاده : دانشجوی کارشناسی ارشد مهندس هسته ای -راکتور واحد علوم تحقیقات بوشهر
 - داریوش مستی
- تهیه شده در دانشگاه آزاد اسلامی - واحد علوم و تحقیقات بوشهر (سال تهیه مقاله 1392)

مقدمه

از مهمترین شاخص های فنی که در نیروگاه های اتمی (PWR) مورد توجه قرار دارد، شاخص اطمینان سوخت (FRI) میباشد. این شاخص فنی بیانگر میزان اطمینان به سوخت مسقر در قلب راکتور بوده و بر اساس تحلیل ما از میزان صدمات وارد بر مجتمع های سوخت تهیه می گردد. براین مبنا مشخص نمودن مجتمع هایی که دارای آسیب هستند و یا به عبارتی میله های حرارتی آنان دچار صدمه شده است، از اهمیت بالایی برخوردار است. بدین ترتیب تعیین و شناسایی مجتمع های سوخت آسیب دیده در زمان توقف این نوع راکتورهای هسته ای، در زمان تعمیرات اساسی، از مهمترین مواردی است که مورد توجه قرار می گیرد. یکی از ارزشمندترین متدهایی که جهت شناسایی مجتمع های سوخت صدمه دیده می تواند مورد استفاده قرار گیرد، تعیین میزان برناپ سوخت مجتمع های سوخت می باشد.

چکیده:

درحال حاضر در بسیاری از نیروگاه های اتمی مدل -PWR، تعیین و شناسایی مجتمع های سوخت آسیب دیده در زمان توقف راکتور، براساس مجموعه عملیاتی است که در زمان جابجایی مجتمع های سوخت مصرفی و بارگذاری سوخت تازه انجام میگردد. با توجه به اینکه رادیو نوکلیدهای سزیم ^{134}Cs و ^{137}Cs دارای نیمه عمر نسبتاً بالایی هستند ^{134}Cs 2,062 سال و ^{137}Cs 30,174 سال، این قابلیت را دارند که به عنوان عناصر مرجع در محاسبه برناپ سوخت و کنترل نشی مجتمع های سوخت بعد از 40 روز نیز به راحتی مورد استفاده قرار گیرند. ضمن اینکه نتایج حاصل از تحلیل و بررسی این عناصر بسیار دقیق می باشد.

کلید واژه: برناپ سوخت، مجتمع سوخت آسیب دیده، دستگاه کشف نشی سوخت،

روش کار:

درحال حاضر در بسیاری از نیروگاه های اتمی مدل -PWR، تعیین و شناسایی مجتمع های سوخت آسیب دیده در زمان توقف راکتور، براساس مجموعه عملیاتی است که در زمان جابجایی مجتمع های سوخت مصرفی و بارگذاری سوخت تازه انجام میگردد. اصولاً این عملیات بر پایه نمونه گیری میزان اکتیویته رادیونوکلید -131 موجود در آب دستگاه نشی یاب مجتمع های سوخت (FFDS)، صورت میگیرد. بکارگیری این روش برای همه مجتمع های سوخت، ضمن صرف زمان زیاد،

باعث کند شدن فعالیت کارکنان در سالن اصلی ساختمان راکتور، در زمان تعمیرات اساسی گشته و احتمال افزایش میزان پرتوگیری کارکنان را در پی دارد. این روش بدلیل کوتاه بودن نیمه عمر ید-131 (تقریباً 8,01 روز)، در مدت زمان 40 روز بعد از توقف راکتور قابلیت اجرا دارد و به همین دلیل بکار بردن روش ها و شیوه های جدید که بتواند زمان شناسایی مجتمع های سوخت را کم کرده و در زمان توقف راکتور صرفه جویی نماید بسیار با اهمیت می باشد. با توجه به اینکه رادیو نوکلیدهای سزیم ^{134}Cs و ^{137}Cs دارای نیمه عمر نسبتاً بالایی هستند ^{134}Cs (2,062 سال) و ^{137}Cs (30,174 سال)، این قابلیت را دارند که به عنوان عناصر مرجع در محاسبه برناب سوخت و کنترل نشی مجتمع های سوخت بعد از 40 روز نیز به راحتی مورد استفاده قرار گیرند. ضمن اینکه نتایج حاصل از تحلیل و بررسی این عناصر بسیار دقیق می باشد. براین مبنا به نظر می رسد استفاده از روش تعیین میزان برناب سوخت مجتمع های سوخت آسیب دیده بتواند به عنوان یکی از متد ارزنده (که در ادامه تشریح خواهد شد)، در کشف نشی و تعیین مجتمع های سوخت آسیب دیده مورد استفاده قرار گیرد.

این شیوه بر پایه تعیین میزان، برناب سوخت مصرفی، هر مجتمع سوخت صدمه دیده، و براساس تعیین قدر نسبت مقدار اکتیویته رادیو نوکلیدهای ^{134}Cs و ^{137}Cs موجود در آب خنک کننده راکتور PWR در هنگام ثبت اثر (Spike - effects)، انجام میگردد. یعنی درست زمانی که میزان خروج رادیونوکلید های ید و سزیم از میله های سوخت صدمه دیده، در زمان متوقف شدن کار راکتور و یا زمان توقف راکتور برای جابجایی سوخت، دچار رشد شدیدی می گردد. رادیونوکلید سزیم ^{137}Cs ، آخرین محصول واکنش رادیو اکتیو بتازای (β)، زنجیره رادیونوکلید ها، پاره های شکافت با شماره 137 محسوب می گردد. و رادیونوکلید ^{134}Cs ، حاصل واکنش از نوع (n, γ)، ایزوتوپ پایدار ^{133}Cs ، محسوب می گردد و آخرین محصول زنجیره واکنش های رادیونوکلید های با شماره 133 محسوب می گردد.

محاسبه میزان برناب سوخت (B_U):

همانگونه که عنوان شد خصوصیات رادیو نوکلیدهای ^{134}Cs و ^{137}Cs از لحاظ نیمه عمر باعث می شود که در تشخیص مجتمع های سوخت صدمه دیده مورد استفاده قرار گیرند. به عبارت دیگر، از نسبت تغییرات این دو رادیونوکلید که از نمونه گیری میزان اکتیویته در زمان تغییرات قدرت راکتور به میزان حداقل 20٪ میزان اولیه (قدرت های بالای 50 درصد نامی)، در زمان کار راکتور و یا شروع کاهش قدرت راکتور به جهت توقف، میتوان در محاسبه برناب سوخت (B_U)، رابطه (1)، مجتمع مذکور در نیروگاه های اتمی WWER-1000 مدل PWR استفاده نمود.

در این ارتباط (در نیروگاه های اتمی دارای قرص حاوی سوراخ در مرکز سوخت)، برناب سوخت به دو صورت زیر محاسبه میشود:

1. برای سوخت حاوی رادیو نوکلیدهای ^{134}Cs و ^{137}Cs در محل نشی و آسیب دیده گی میله سوخت برناب سوخت بصورت زیر بیان می گردد:

$$B_U = 10,365 \cdot K_{spike}^2 + 10,555 \cdot K_{spike} \quad (1)$$

در اینجا داریم :

B_U = برناب سوخت مجتمع مورد کنترل جهت تعیین صدمه و آسیب وارد شده به آن (MWt.DAY/kg.U)

K_{spike} = نسبت تغییرات رادیونوکلیدهای ^{134}Cs و ^{137}Cs ، هنگام ثبت اثر (Spike - effects)

2. همچنین برناب سوخت حاصل شده بطور مستقیم از اکتیویته ویژه رادیو نوکلیدهای ^{134}Cs و ^{137}Cs در قرص سوخت بصورت زیر بیان می گردد:

$$B_U = 12,127 \cdot K_{spike}^2 + 14,971 \cdot K_{spike} \quad (2)$$

اما در هنگام کنترل مجتمع های سوخت این موضوع دارای اهمیت است که بتوانیم بصورت تقریباً دقیق مجتمع های سوخت حاوی میله های دارای (نشتی گازی) را از مجتمع های مجتمع های حاوی میله سوخت (معیوب) تشخیص دهیم. براین مبنا هنگام محاسبه میزان عددی "K" تنها به مقادیر مربوط به مجتمع های معیوب تشخیص داده شده در دستگاه کشف نشتی (CLC)، توجه نمی گردد. بلکه متوسط تغییرات اکتیویته ویژه این رادیو نوکلیدها در زمان مشاهده اثر (Spike_ effects)، در زمان کار راکتور بعنوان مقادیر متوسط (3) و مقادیر آنها در زمان ثبت اثر (Spike_ effects) در زمان توقف راکتور با مقادیر ماکزیمم این رادیو نوکلیدها توسط رابطه (4) محاسبه می گردند. در اینجا دانستن مقادیر تغییرات اکتیویته ویژه هر کدام از این رادیو نوکلیدها (A)، در زمان کار ثابت راکتور (با اندیس stac)، و تغییرات آنها در زمان توقف راکتور و ثبت اثر (Spike - effects)، با (اندیس spike)، نمایش داده شده است.

$$K_{spike}^{avrege} = \frac{\overline{A_{spike}^{134Cs}} - \overline{A_{stac}^{134Cs}}}{\overline{A_{spike}^{137Cs}} - \overline{A_{stac}^{137Cs}}} \quad (3) \quad K_{spike}^{max} = \frac{A_{spike}^{max, 134Cs} - \overline{A_{stac}^{134Cs}}}{A_{spike}^{max, 137Cs} - \overline{A_{stac}^{137Cs}}} \quad (4)$$

در اینجا برای تعیین دقیق میزان ضریب (K)، ضریب خطا هر کدام از این مقادیر ذکر شده در معادلات قبل توسط معادلات (5) و (6)، استفاده می گردد:

$$\Delta K_{spike}^{max} = \frac{\Delta A_{spike}^{max, 134Cs} + \overline{\Delta A_{stac}^{134Cs}}}{A_{spike}^{max, 137Cs} - \overline{A_{stac}^{137Cs}}} + \frac{\left(A_{spike}^{max, 134Cs} - \overline{A_{stac}^{134Cs}} \right) \left(\Delta A_{spike}^{max, 137Cs} + \overline{\Delta A_{stac}^{137Cs}} \right)}{\left(A_{spike}^{max, 137Cs} - \overline{A_{stac}^{137Cs}} \right)^2} \quad (5)$$

$$\Delta K_{spike}^{AVREGE} = \frac{\overline{\Delta A_{spike}^{134Cs}} + \overline{\Delta A_{stac}^{134Cs}}}{\overline{A_{spike}^{137Cs}} - \overline{A_{stac}^{137Cs}}} + \frac{\left(\overline{A_{spike}^{134Cs}} - \overline{A_{stac}^{134Cs}} \right) \left(\overline{\Delta A_{spike}^{137Cs}} + \overline{\Delta A_{stac}^{137Cs}} \right)}{\left(\overline{A_{spike}^{137Cs}} - \overline{A_{stac}^{137Cs}} \right)^2} \quad (6)$$

در صورت محاسبه این مقادیر، معادلات ارائه شده در رابطه های (1)، (2) بصورت معادله کامل تر (a-1) بیان

خواهند شد که باز گو کننده دقیق احتمال وجود نشتی و تماس مستقیم سوخت در میله حرارتی موجود در مجتمع مورد کنترل

می باشد و به این ترتیب از طریق میزان غنای محاسبه شده سوخت، می توان با ضریب بالایی (95٪)، مجتمع های سوخت آسیب دیده دیگر را شناسایی کرد بدون آنکه توسط دستگاه کشف نشتی مورد کنترل و بازبینی قرار گیرند.:

$$\Delta B_U = (2aK_{spike} + b) \cdot \Delta K_{spike} \quad (a-1)$$

در اینجا مقادیر a ، b ضرایب مورد استفاده در رابطه های (1)، (2)، می باشند که در این معادلات عنوان شده و به محاسبات از این معادلات استفاده می گردد.

منابع مورد استفاده:

• مدرک جامع در کنترل نفوذ ناپذیری غلاف سوخت (RD AO 1.1.2.10.0521-2009)

1. Leak detection systems Nuclear Fuel Complex
2. Nuclear power plants with pressurized water
3. Factor is reliability of nuclear fuel